

平成28年度

文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業
英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業

廃炉に関する基盤研究を通じた
創造的人材育成プログラム
-高専間ネットワークを活用した
福島からの学際的なチャレンジ-

成果報告書

平成29年3月

独立行政法人 国立高等専門学校機構
福島工業高等専門学校

本報告書は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、独立行政法人 国立高等専門学校機構 福島工業高等専門学校が実施した平成28年度「廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム-高専間ネットワークを活用した福島からの学際的なチャレンジ」の成果を取りまとめたものです。

目次

概略	ix
1. はじめに	1
2. 業務計画	3
2.1 全体計画	3
2.1.1 基盤研究を通じた人材育成	3
2.1.2 教育プログラム	4
2.1.3 研究推進と成果報告会	4
2.2 平成28年度の成果の目標及び業務の実施方法	5
2.2.1 基盤研究を通じた人材育成	5
2.2.2 教育プログラム	7
2.2.3 研究推進と成果報告会	8
3. 平成28年度の実施内容及び成果	9
3.1 基盤研究を通じた人材育成	9
3.1.1 炉内遠隔操作機器開発	9
3.1.2 性状分析用遠隔操作機器開発	23
3.1.3 廃棄物の貯蔵と処分の手法検討（鶴岡高専、熊本高専、福島高専など）	29
3.1.4 性状分析手法及び遠隔操作機器の基礎技術開発	46
3.1.5 炉内生成物推定	59
3.1.6 作業環境と研修内容の改善による作業安全性向上の可能性	92
3.2 教育プログラム	101
(1) 講義とインターンシップ	101
(2) 第1回廃炉創造ロボコン	102
(3) 高専海外サマースクール	106
3.3 研究推進と成果報告会	109
(1) 第1回研究報告会	109

(2) 廃止措置研究・人材育成等強化プログラム（研究推進分野）成果報告会	110
(3) 廃止措置人材育成等連携協議会総会	112
4. 結言	114

表一覧

表 3. 1. 1-1 焼結温度とビッカース硬さの関係	12
表 3. 1. 1-2 放電加工条件（ジルコニア）	12
表 3. 1. 1-3 放電加工条件（コンクリート）	12
表 3. 1. 1-4 ADC 素子及び FPGA に対する放射線照射結果	23
表 3. 1. 2-1 ジルコニア焼結体の焼結温度と曲げ試験片の各部寸法（実測値[mm]）および曲げ強度と破壊靱性	26
表 3. 1. 3-1 PWR の使用済ウラン燃料中に含まれる元素[2]	34
表 3. 1. 3-2 発熱量の計算結果と文献[2]の比較	34
表 3. 1. 3-3 表 3. 1. 3-2 の計算に用いた ORIGEN 2 の入力データ	35
表 3. 1. 3-4 配合表	37
表 3. 1. 3-5 配合表	38
表 3. 1. 3-6 温度に対する充てん性	38
表 3. 1. 4-1 表面研磨条件	49
表 3. 1. 5-1 熱力学計算コードでの計算条件（セメントと U 及び Zr の量比）	60
表 3. 1. 5-2 条件別の計算結果の概要	60
表 3. 1. 5-3 コンクリートの配合及び品質	74
表 3. 1. 6-1 独立性の検定	94
表 3. 2-1 第 1 回廃炉創造ロボコン参加チーム	104

図一覧

図 2. 1. 1-1 廃炉・人材育成の 3 本柱	3
図 3. 1. 1-1 ファイバーレーザーによる溝加工（大気中）	10
図 3. 1. 1-2 ファイバーレーザーによるくりぬき加工（大気中）	10
図 3. 1. 1-3 ファイバーレーザーによる大気中加工と水中加工の比較	10
図 3. 1. 1-4 ピコ秒グリーンレーザーによる大気中加工と水中加工の比較	11
図 3. 1. 1-5 ピコ秒グリーンレーザーによる水中でのくり抜き加工	11
図 3. 1. 1-6 正常放電と長パルス放電の比較	12
図 3. 1. 1-7 長パルス放電発生前後の比較	12
図 3. 1. 1-8 加工部の局所的な増加（撮影開始直後と終了直前を合成）	12
図 3. 1. 1-9 ジルコニアへの放電加工結果	12
図 3. 1. 1-10 コンクリートへの穿孔放電加工結果	12
図 3. 1. 1-11 砂利への穿孔放電加工結果	12
図 3. 1. 1-12 コンクリートへのくり抜き加工結果	12
図 3. 1. 1-13 実験装置全体	12
図 3. 1. 1-14 デザインインテグレーション課題の概要図	13
図 3. 1. 1-15 刃先の例 (a) cBN 及び (b) ダイヤモンドを貼り付けたもの	14
図 3. 1. 1-16 焼結ジルコニアの焼結温度と硬さの関係	15
図 3. 1. 1-17 試作した検出器のブロック図	22
図 3. 1. 1-18 観察された分極現象	22
図 3. 1. 1-19 ^{137}Cs 線源に対する波高分布	22
図 3. 1. 1-20 試作した検出システムにおける放射線シールドの必要性	23
図 3. 1. 1-21 最終的な検出器システム図	23
図 3. 1. 2-1 ホットラボでの作業の流れの概略(受け入れから評価まで)	24
図 3. 1. 2-2 三点曲げ試験のシステム	25
図 3. 1. 2-3 切欠き付き三点曲げ試験片の形状および各部寸法の記号	26
図 3. 1. 2-4 各焼結温度におけるジルコニア焼結体の三点曲げ荷重－変位線図	27

図 3. 1. 2-5 各焼結温度におけるジルコニア焼結体の曲げ強度 $\sigma_{b,max}$	27
図 3. 1. 2-6 各焼結温度におけるジルコニア焼結体の破壊靱性 K_c	28
図 3. 1. 2-7 ホットセルの簡単な遠隔操作装置である「トング」の概要	29
図 3. 1. 3-1 ゼオライトによる吸着試験結果	31
図 3. 1. 3-2 異なるシリカ／アルミナ比を有する ZSM-5 型ゼオライトの吸着結果	31
図 3. 1. 3-3 放射性核分裂生成物の減衰[2]	34
図 3. 1. 3-4 ORIGEN2 での計算結果	35
図 3. 1. 3-5 試験内容	37
図 3. 1. 3-6 充てん性確認状況（石灰碎石）	38
図 3. 1. 3-7 流動性試験	38
図 3. 1. 3-8 流動性試験（W/B の影響）	38
図 3. 1. 3-9 流動性試験（ゼオライト温度の影響）	39
図 3. 1. 3-10 強度試験用供試体	39
図 3. 1. 3-11 温度の違いによる曲げ強度の比較	40
図 3. 1. 3-12 温度の違いによる圧縮強度の比較	40
図 3. 1. 3-13 積算温度による圧縮強度の比較	40
図 3. 1. 3-14 本実験で使用した拡散セル	41
図 3. 1. 3-15 電気泳動拡散試験による実効拡散係数	41
図 3. 1. 3-16 人工ゼオライトの細孔径分布 (180°C) [2]	42
図 3. 1. 3-17 リニアトラバース法による気泡径分布	42
図 3. 1. 3-18 各供試体断面	43
図 3. 1. 4-1 アナログ式電子回路による距離変化検出方法	47
図 3. 1. 4-2 微小な薄片試料と遠隔操作プローブとの位置関係概略	48
図 3. 1. 4-3 遠隔操作プローブとステージとの間の静電容量について	48
図 3. 1. 4-4 TMI-2 で最初に採取された燃料デブリ粒子サンプル	49
図 3. 1. 4-5 研磨処理後の試料	49

図 3. 1. 4-6 研磨処理後の (a) 及び (b) 光学顕微鏡像と、(c) 及び (d) 断面プロファイル像 (a) 及び (c) 1000 μm 、(b) 及び (d) 500 μm .	51
図 3. 1. 4-7 (a) 1000 μm 粒子、(b) 100 μm 粒子について測定された P-h 曲線の例	51
図 3. 1. 4-8 マルテンス硬さに対する押し込み弾性率	52
図 3. 1. 4-9 小型引張試験片	54
図 3. 1. 4-10 小型疲労試験片	54
図 3. 1. 4-11 Sr と Zr のシクロデキストリンポリマー (CDP) への吸着率 (左) 超純水、(右) 1M 硝酸	57
図 3. 1. 4-12 FIB で作製した照射したオーステナイト鋼の電子顕微鏡試料例	59
図 3. 1. 5-1 計算番号②(上)および④(下)の計算から得られた相図	61
図 3. 1. 5-2 福島第一原子力発電所炉心概略	62
図 3. 1. 5-3 TDnucl を用いた $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 相平衡図	63
図 3. 1. 5-4 FTnucl を用いた $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 相平衡図	63
図 3. 1. 5-5 炉心部の $\text{UO}_2\text{-Zr (ZrO}_2\text{)-Fe}$ 反応計算結果	64
図 3. 1. 5-6 炉心部の $\text{UO}_2\text{-Zr (ZrO}_2\text{)-Fe}$ 反応 冷却計算結果	65
図 3. 1. 5-7 格納容器下部 セメント- UO_2 反応解析結果	65
図 3. 1. 5-8 格納容器下部 セメント- UO_2 反応解析結果 (Gehlenite の生成考慮)	66
図 3. 1. 5-9 $\text{UO}_2\text{-BaO}$ の相平衡図 (Ba を Sr のアナログとして)	66
図 3. 1. 5-10 $\text{ZrO}_2\text{-BaO}$ の相平衡図 (Ba を Sr のアナログとして)	67
図 3. 1. 5-11 1号機でのデブリ拡がり, コンクリートの侵食挙動評価 [1]	68
図 3. 1. 5-12 ひび割れ状況の確認実験 [2]	69
図 3. 1. 5-13 アルミの流し込み状況 (左上) とひび割れ確認状況 (左下) 鉄の流し込み状況 (右上) とひび割れ確認状況 (右下)	69
図 3. 1. 5-14 共試体概要	70
図 3. 1. 5-15 共試体内部の温度	71
図 3. 1. 5-16 深さと最大温度の関係	71
図 3. 1. 5-17 各深さにおける吸着温線	72
図 3. 1. 5-18 各深さの SEM 写真	72

図 3. 1. 5-19 加熱温度と圧縮強度比の関係	75
図 3. 1. 5-20 加熱温度と圧縮強度比の関係	75
図 3. 1. 5-21 各試験体の加熱温度とポロシティの関係	76
図 3. 1. 5-22 加熱温度と色差 (ΔE) の関係	77
図 3. 1. 5-23 加熱温度と Δa^* の関係	77
図 3. 1. 5-24 加熱温度 Δb^* の関係	77
図 3. 1. 5-25 色分析による受熱温度の推定	78
図 3. 1. 5-26 母材の試験に使用した (a) 引張試験片と (b) CT 型破壊靱性試験片	81
図 3. 1. 5-27 試験に用いた (a) 荷重負荷装置、(b) レーザー式伸び計、(c) クリップゲージ(エ ッジを付して用いた)、(d) 破壊靱性試験治具、(e) 疲労亀裂導入治具	82
図 3. 1. 5-28 引張試験による公称応力-歪み関係の例	83
図 3. 1. 5-29 真応力-真歪み関係の例(最大荷重点までの範囲)	83
図 3. 1. 5-30 STS370 鋼受け入れ材の R カーブ	84
図 3. 1. 5-31 STS370 鋼急冷材の R カーブ	85
図 3. 1. 5-32 STS370 鋼高温保持材の R カーブ(650°Cで 100 時間保持後、室温で試験)	85
図 3. 1. 5-33 イオン照射での弾き出し損傷(主に鉄イオンによる)及び注入 He 原子の深さ分布	88
図 3. 1. 5-34 イオン照射及び照射後高温保持による微細組織の変化の概要	89
図 3. 1. 5-35 イオン照射及び照射後高温保持による微細組織の変化	90
図 3. 1. 5-36 高温での保持による転位ループの大きさと数密度の変化	91
図 3. 1. 6-1 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成 しますか?	93
図 3. 1. 6-2 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は現在も安全に行わ れていると思いますか?	93
図 3. 1. 6-3 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか?	94
図 3. 1. 6-4 原子力発電は今後も重要なものだと考えますか?	96
図 3. 1. 6-5 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成 しますか?	96

図 3. 1. 6-6 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は現在も安全に行われていると思いますか？	96
図 3. 1. 6-7 核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送されることができると思いますか？	97
図 3. 1. 6-8 原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか？	97
図 3. 1. 6-9 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？	97
図 3. 2-1 廃炉創造ロボコン学生アンケート結果	105

概略

(本業務の背景)

福島第一原子力発電所の廃止措置事業は、今後 40 年以上の長期にわたると言われている。また、完遂するには放射線安全をはじめ原子力の各分野の専門知識とともに、建設・環境工学、材料工学、電気・電子・情報工学、機械工学などの様々な分野の連携が必要である。従って、この長期にわたる事業に関わる人材育成が間断なく続けられる必要がある。

福島工業高等専門学校（以下「福島高専」という）は、廃止措置事業などに関する「研究開発を通じた人材育成」について、全国の高専からなる高専間ネットワークによる、また大学、研究機関（例えば、日本原子力研究開発機構）などからの支援と協力を頂ける関係を構築してきている。これは地元である福島の復興への学生の意欲、地域の要請（例えば、イノベーションコースト構想）などに応える基盤を形成するものである。

(当該年度に解決すべき課題)

過酷事故の結果、原子力発電所の建屋、機器などが損傷を受け、取扱いが難しい形で多くの放射性物質を内包する状況となった。このような損傷を受けた機器の廃止措置を行うには、地域などとの関係を保ちつつ、(a) 損傷の状況を把握し、(b) 安全性を確保しつつ放射性物質及び放射性物質で汚染された機器の取りだしを含む建屋及び機器の解体を行い、(c) 生じた廃棄物を安定に処分/貯蔵する必要がある。本事業では、これらに資する技術基盤の研究開発と、それを実施する学生への教育プログラムを構築することを目指す。

研究事業の 2 年目である今年度には、計画の遂行を加速しつつ、個々の研究活動の連携による相乗作用が醸成されるよう意識して進める。

(当該年度の業務の目的)

上記のように、廃止措置を進めるには、炉内状況を推定する手法、安全に放射性物質を取出す技術の開発などが必要である。一方、高専などの教育機関が対処できる事柄を考慮すると、損傷把握、取出し、保管などに資する基礎基盤的な研究及び技術開発が、教育プログラムの実施とともに主な範囲となる。この中で本業務の研究項目としては、例えば、ペDESTAL や格納容器底部などの損傷状態を探る化学的及び物理的プローブと高温熱影響の研究を対象とする（併せて、より応用的な、さらに文理融合型のテーマも進める）。

本年度は、初年度で整備した機器の活用を図るとともに、研究開発と教育プログラムをさらに強化しつつ、個別の活動の連携による効果をも意識して進めるものとする。

(当該年度の業務の実施内容)

上記などで簡単に触れた事業全体の実施項目と今年度の内容を示す。以下の廃止措置に資する基盤技術の開発、及び研究開発に参加する学生への教育プログラムなどを進める。

(i) 炉内遠隔操作機器開発

放電加工法、ファイバーレーザー法、機械的手法によるサンプリング法の開発、及び小型の放射線計測機器の開発を実施する。狭隘部を通したサンプリングの機構との整合性を確保するための検討を行う。

(ii) 性状分析用遠隔操作機器の開発

炉内などからのサンプルの分析及び解析を行うためのホット試料の遠隔操作機器の原型の開発を実施する。実施に当たっては、JAEA が有する様々なホット試験技術などを参考にする。

(iii) 廃棄物処分研究

発熱性廃棄物の貯蔵処分検討の一環として、セシウム吸着ゼオライトの固化を例に取り上げ、固化体の熱的特性などの検討及び処分概念の検討を進める。

(iv) 性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発

応用的な課題である性状分析用遠隔操作機器の開発をサポートするために、先進的な性状分析手法、性状分析や物性・強度などの解析のための遠隔操作手法などの基盤技術の開発を進める。

(v) 炉内生成物推定

性状分析/解析手法、廃棄物処分手法の研究開発を支えるために、これらの基礎となる炉内生成物についての検討を進め、生成物などの指摘を始める。また、熔融燃料が建屋のコンクリート、格納容器や炉心機器の鋼材などに与えた熱履歴の強度などへの影響についての検討を進める。

(vi) リスク評価

文理融合テーマとして、従業員などのモチベーション評価の方法を明確にするため、学生などを対象にした原子力や廃炉に関する意識調査を進める。

・教育プログラム

これらの研究開発を行い、課題解決を通じた創造的な人材育成に向けた教育プログラムとして、「廃炉と社会」、「廃炉工学」などの講義を行い、さらに複合型インターンシップの実施を計画する。1～5 年生まで継続して廃止措置に関する授業が受けられる教育プログラムを検討する。各高専の教員や学生による檜葉遠隔技術センターの施設利用について計画する。同センターを利用した廃炉ロボコンを実施する。

・研究推進と成果報告会

研究を通じた人材育成に関する討議などと、成果報告会を開催する。

(当該年度の成果)

上記の項目についての研究開発などを実施し、当初想定していた成果が得られた。なお、ホット試験を前提にした遠隔操作機器については、当初、検討項目としていたビデオカメラなどを用いる方法については、電子機器の耐放射線性を軽視すべきでない(Robust であるべき)との議論となり、より耐久性が期待できる方向の優先度を上げることにした。

研究開発の成果を例示する。(i) 炉内遠隔操作機器開発では、ファイバーレーザー法、放電加工法、小型放射線計測機器などに関する技術開発(水中でのパルスレーザーの優位性、伝導性皮膜の形成と波形最適化、電子機器の耐放射線性など)と、遠隔操作機器のインテグレーションに向けたデザインコンペの課題の改良を行い、(ii) 性状分析用遠隔操作機器の開発では、ホットラボ作業の解析、小型の試験片による力学特性評価手法の適用などを進め、(iii) 廃棄物処分研究では、セメント中の拡散係数の測定、熱的特性の評価、さらに処分概念の検討を進め、(iv) 性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発では、ホットラボ作業におけるマンマシンインターフェイスの高度化における機器の耐放射線性重視の必要性、極微小硬さの炭化ホウ素への適用、放射性物質の取り扱い実習の検討などを進め、(v) 炉内生成物推定では、熔融燃料-コンクリートなど

の反応生成物として化学的安定性が低い化合物の生成可能性、熔融金属とコンクリートの反応実験及び鋼材への事故時の熱影響についての実験的評価を、CT法の準備を含めて進めた。さらに、(vi) リスク評価では、解析方法検討のために、日仏の学生への意識調査の実施などを行った。

教育プログラム関係では、TV会議システムを使用して他高専にも授業を試験的に配信しつつ、「廃炉と社会」と「廃炉工学」を1単位ずつ開講し、福島高専では54名の学生が単位を取得し、次年度以降の開講計画を定めた。さらに、施設利用と学生の廃止措置への関心を促すための廃炉ロボコン計画の具体化を進め実行委員会を組織した。また、成果報告会などを開催した。

教育プログラム関係では、廃炉創造学修プログラムの講義として、「廃炉と社会」、「廃炉工学」に加えて「放射線基礎」と「廃炉ロボット概論」を1単位ずつ開講した。受講人数は放射線基礎63名、廃炉ロボット概論96名、廃炉と社会71名、廃炉工学36名の合計266名であった。また、次年度に開講予定1年生対象の「原子力発電基礎」と5年生対象の「原子力事故総論」のシラバス作成を行った。更に、平成28年12月3日(土)に原子力機構檜葉遠隔技術開発センターを会場として第1回廃炉創造ロボコンを開催し、全国の国公立高専から13校15チームが参加し、最優秀賞を獲得した奈良高専に文部科学大臣賞を授与した。開催に先立って9月には廃炉創造ロボコン参加学生を対象とした檜葉サマースクールを開催し、福島第一原子力発電所の視察も行った。

いわき市原子力対策課と福島第一原子力発電所で複合型インターンシップを実施し福島高専の学生2名が参加した。福島第一原子力発電所のインターンシップには鶴岡高専と新居浜高専から合計4名の学生も参加した。

今年度初めて開催した高専海外サマースクールは公募により全国から6名の高専生(福島、茨城、香川、北九州)を選抜し、9月18日(日)～9月23日(金)の日程でアメリカ・ハンフォードやシリコンバレーで研修を実施した。

また、成果報告会などを開催した。

(次年度の見通し)

今年度は、上記のように当初予定を超えるような進捗が得られたので、次年度は、その方向を活かすことも考慮しつつ計画を検討し、以下を実施する見通しを得た。

・ 基盤研究を通じた人材育成

(i) 炉内遠隔操作機器開発

レーザー法、放電加工法、機械的手法の検討、小型半導体放射線検出装置の試作と小型化を進め、さらに炉内に装荷するための機器部分である「ヘッド」の概念検討と部分的な試作を実施する。また、炉内サンプリングのための大型装置とのインテグレーションの検討を進める。

(ii) 性状分析用遠隔操作機器開発

炉内などからのサンプルの分析及び解析を行うためのホット試料の遠隔操作機器の原型の開発を実施として、各機関の有する核種分析及び硬さや引張特性などの材料試験の技術や施設を用い、共同で足や腕などの部品の試作などを実施する。

(iii) 廃棄物の貯蔵と処分の手法検討

セメント固化体の製作、セシウム分配比の実験的な評価に向けて取り組み、並行して、計算コ

ードにより固化体の発熱を含む熱的特性などを評価する。また、デブリなどの発熱性廃棄物の貯蔵などについて、熱的特性及び炉内生成物の評価に基づき処分概念を検討する。

(iv) 性状分析手法及び遠隔操作機器の基礎技術開発

マンマシンインターフェイス技術については、ホットラボ技術をもとに、ホット領域での遠隔操作高密度高速画像記録などの概念研究と部品の試作を実施する。マイクロハンドリング技術の開発では、微小試料のつかみ方法などの概念検討と部品の試作を行う。性状分析/解析手法の開発では、化学分析や物性/強度評価の手法の評価や改良を、学生の実習などと併せて進め、分析などのための補助的器具の概念検討と試作を行う。

(v) 炉内生成物推定

溶融燃料、コンクリートなどとの反応生成物についての計算コードを用いた推定を開始する。溶融燃料と接触後のコンクリートの強度、割れ発生などの検討を継続して実施し、CT法の適用なども併せて進める。さらに、格納容器を含む炉内機器が受けた温度履歴や残存強度などを、微細組織などから推定する手法の検討を進める。

(vi) 作業環境と研修内容の改善による作業安全性向上の可能性

作業環境改善例などの事例を調査し、作業環境改善を通じた従業員のモチベーションに着目したリスク評価/低減手法の検討を実施する。さらに、学生指導における事例を参考に作業環境の改善及び研修内容を検討する。

・教育プログラム

廃炉学修プログラムでは、今年度に続き「廃炉と社会」、「廃炉工学」の講義を行い、連携高専学生の授業聴講を推進する。さらに「放射線基礎」、「廃炉ロボット概論」の講義を開始すると共に、「原子力発電基礎」、「原子力事故総論」のシラバスを準備する。

企業と自治体の複合型インターンシップの試行を開始し、廃止措置に関するインターンシップを実施する。さらに、海外サマースクールを実施し、廃止措置技術、環境修復に関わる技術者と学生の交流を図る。また、廃炉創造ロボコンを10校程度で開始し、参加校拡大を図るとともに、檜葉遠隔技術開発センターでの実習も試みる。

・研究推進と成果報告会

学生の教育のため研究成果を発表し、討論するための高専廃炉フォーラムを行う。また、福島第一原子力発電所の視察や技術者との交流を図り、学生の廃止措置への興味を高める取組を行う。

1. はじめに

(業務の狙い)

廃止措置を安全性高く確実に進めるためには、事故を生じた炉内の状況を把握し、安全性を確保しつつ放射性物質などを取出し、廃棄物を安定に貯蔵するための技術や機器を準備し、地域社会の理解を得て、それらを用いて作業を行う必要があると考えられる。

高専などの教育機関が対処できる事柄を考慮すれば(地元企業などへの広がりも考慮しても)、取出しのための大型機器の開発と言うよりは、必要な技術の構築に資する基盤的な技術の開発を中心的な課題とすることが適当と考え、比較的応用的な項目として、炉内状況把握のためのサンプリング技術などに資する(i)炉内遠隔操作機器開発、取出したサンプルなどの放射性物質の分析/解析技術に資する(ii)性状分析用遠隔操作機器の開発、取出した発熱性廃棄物の安定な保管技術に資する(iii)廃棄物処分研究を取り上げることとし、さらに、これらの課題の基礎領域として、(iv)性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発、及び(v)炉内生成物推定を設定した。加えて、社会科学的アプローチの一つとして、作業安全性とモチベーションの関係の解析方法を扱う、(vi)リスク評価を設定した。

そして、これらの研究開発に学生が携わることで、廃止措置に関わる技術を対象とした課題解決型の創造的な人材育成の実現を図った。加えて、この前提となる知識などを学生が習得するための講義(例「廃炉と社会」、「廃炉工学」)、実験、またインターンシップや廃炉ロボットコンテストを比較的低い学年から導入するものとした。さらに、成果の発信及び情報交換を行うための報告会開催などを含む計画の適切な進捗を期すよう研究推進を行った。

研究開発を通じた人材育成を推進するためには、業務の運営、特に、学生との関係を含めた、高専教員の廃止措置課題への参加の確保と研究開発能力の向上が重要である。ここまで触れなかったが、この点も含めて運営を工夫することで、福島をはじめとした各参加高専、大学などと、さらに地域との関係を保ちつつ、効果的に人材育成を実現することを目指した。

(背景)

福島第一原子力発電所を含む、福島県の沿岸地域では、災害後の復興の方向の一つとして、イノベーションコースト構想を推進しつつある。福島高専は高専機構の機関であるが、可能な範囲で地域の構想に合わせるべきであり、廃止措置に関する研究開発能力を高め、研究開発を通じて廃止措置及び地域に貢献できる人材を育成することなどを通じた協力を検討した。また、JAEAは高専機構と連携協定を結んでおり、大震災以前から全国の高専の原子力人材育成に協力してきたが、大震災後は、この地域に廃止措置のための技術開発施設を整備しつつあるため、廃止措置に関する研究開発までを含めた関係の強化に適する状況となっている。

これらの背景から、特に、国レベルの重要課題でもある廃止措置に関わる研究開発能力の強化、研究開発を通じた人材育成の高度化について、福島高専を含む全国の高専が、濃淡はあるとしてもそれぞれの地域の企業、さらに協力関係のある大学などとともに進めて行くことの実現性及び必要性が高まってきた。

一方、少子化が進む中で、我が国のモノづくり教育などでの高専への期待が高まりつつあり、これに伴い高専の変革も求められている(例えば、地域の高専の連携による教育の高度化)。また、

多くの高専の参加を得ることは、研究開発能力が限られる高専での問題を解決する重要な手段である。このため平成 26 年度の FS 時にも、高専間の連携を、大学、原子力機構、及び地元企業との連携とともに強化したが、昨年度に引き続き、今年度及びそれ以降も、この方向での発展を進めたい。また、次の段階では、高専教員の廃止措置課題への参加の確保と研究開発能力の向上が重要と考える。具体的には、6 項目の研究内容を充実させる新規テーマなどの立ち上げ、国際会議や学会での報告及び論文投稿などへの支援である。

(業務の構想)

廃止措置への寄与を狙い、高専及び協力関係にある大学などでの原子力関係の人材育成や研究開発実績を考慮し、先に「概略」で示した 6 項目の研究開発及び学生への教育プログラムを、文科省公募への応募案として示した。これを遂行することが、本業務の構想の主たる内容である。

一方、応募案に対し、課題の採択時に、連絡協議会を活用した高専ネットワークへの期待などの指摘と共に、研究開発の方向の明確化、インターンシップやロボコン課題設定を適切に進めるべきこと、東電、IRID、JAEA などでの関連研究との連携を進めることなどの指摘を頂いた。もちろん、これらのご指摘に対応した業務の推進として行きたい。

頂戴した指摘のうち、特に、高専教員の廃止措置に係る研究開発能力向上などの件に関する構想への説明を加える。採択時以外にも様々な機会で、人材育成には教員の継続的な研究開発への参加が重要との視点から、高専教員への期待と共に、特に、研究開発能力、プログラム運営への経験不足などに関するご懸念を指摘頂いた。

前述のように、高専の研究開発能力は限られる。また、廃止措置関連の研究開発経験が無い高専教員が、専門の領域から手が届く範囲で、かつ 6 項目の研究開発課題の内容を充実させる新規性のあるテーマを立ち上げて進めることは容易ではない。この問題に対しては、廃止措置の研究開発などに関する情報を適切に供給しつつ、研究方針についての情報交換を拡充すること(成果報告会でのアンケートでも要望があった)、これを効果的に進め、かつ相互の協力関係を強化するため、高専間の連携に加え、大学、原子力機構、企業などにご協力頂く組織上の補強などで対応する(今後は、これをさらに強化するが、加えて原子力機構の施設利用なども重要と考える)。

このような対応を通じての教員によるテーマの立上げの過程を、若い学生と一緒に体験することにより、学生が研究開発への取り組みの意欲を強め(教育プログラム、廃炉ロボコンを含めて)、さらに多くの学生が廃止措置に関する卒業研究や特別研究を選択する機会となる運営とする。

2. 業務計画

2.1 全体計画

2.1.1 基盤研究を通じた人材育成

東京電力(株)福島第一原子力発電所から45km離れた福島高専は、いわき市で唯一の工学系高等教育機関であり、福島県浜通り地域の原発事故からの復興への貢献を考える学生が多く在籍する。このため廃止措置に関する研究を通じた人材育成を中長期的に進めるに適切な状況があると言えよう。

この取組みを大学、国立研究機関、企業などの協力を得つつ、1学年総計9,400人の学生を持つ全国51高専から、なるべく多くの協力を得ることが、人材育成を効果的に進めるカギと考える。そのため廃止措置に関心を持つ教員を集め、各高専での学科や専攻科の研究(卒業研究、特別研究など)に、廃炉に関する課題を取り入れることで、学生は廃止措置に係る様々な事柄を深く学ぶことが可能となる。

この取組を進めるため、全国26高専から21名の校長と大学等の教員を含む83名の研究者の協力を得て、福島高専が参加高専のハブとしての役割を果たす体制(連携協議会(会長は福島高専校長))を立上げ、計画の策定や実施課題にかかわる一元的な管理・運営主体を整備した。廃炉に関する「研究」・「人材育成」の実施体制は、図2.1.1-1に示すように「研究開発」、それを支える「教育プログラム」、実践的な教育研究の場としての「JAEA施設などの利用」の3本柱からなる。研究開発に参加する高専は図2.1.1-2に示すように17高専に及び、教育について協力を得る高専を加えると28高専に及ぶ。



図 2.1.1-1 廃炉・人材育成の3本柱

廃止措置にかかわる「研究開発を通じた人材育成」が中心課題であるが、これを効果的に実現するために、放射線計測研究、金属やセメント等の材料工学研究、ペDESTALや格納容器底部などの損傷状態を調べる化学的及び物理的プローブと高温熱影響の研究、デブリなどの性状分析手法及び遠隔操作機器の基盤技術開発、遠隔操作の要素技術開発研究、臨界安全や崩壊熱評価に関する炉物理・炉工学といった基礎基盤分野にかかわる研究課題とともに、模

擬デブリ取出しのための遠隔操作技術開発、発熱性の放射性廃棄物のより安全な貯蔵と処分に関する研究の一環としてゼオライトの固化・貯蔵・処分研究開発に関する応用研究に取り組む。このため、各高専や大学や JAEA の研究者が分野横断的に協力して廃炉の研究課題に取り組む研究体制を具体的に構築した。

2.1.2 教育プログラム

廃止措置の研究にかかわる様々な分野の 27 高専の教員が連携し、学生とともに卒業研究及び特別研究に取り組む中で時間をかけて人材育成を進める。そのためには、廃止措置に関する研究を支える基礎学力を養う教育プログラムの充実が欠かせない。

廃止措置に関する研究開発では、従来からの工学の各分野の枠に収まらない分野横断的な取り組みが求められる。機械工学、電気工学、物質工学、建設環境工学、コミュニケーション情報学のそれぞれの分野での基礎的な知識に加えて、放射線・放射能、放射線安全、原子力システムの基礎知識とともに、炉心からの取出し、取り出した物質の特性評価、貯蔵、最終処分を考慮に入れた幅の広い教育プログラムが求められる。

これらに応えるために、平成 28 年度の後期には、3 年生を対象に、いずれも 15 回の講義からなる「廃炉と社会」、4 年生を対象に「廃炉工学」を開講するとともに、平成 28 年度から 1 年生対象の「原子力発電基礎」、2 年生対象の「放射線基礎」、5 年生を対象に「原子力事故総論」などの講義やアメリカやフランスなどへの海外を含めたインターンシップの科目を新たに加える。講義は 27 高専等に、TV 会議システムを通じて相互に配信して教育効果を高める。最終的には福島高専に廃炉創造学修プログラムを立ち上げる。

2.1.3 研究推進と成果報告会

研究及び教育面で効果的に成果をあげるには、設備の整った施設を利用して実践的な経験を積み上げる機会を持つことが重要である。これを実現するために、遠隔操作の分野を中心に、福島高専と JAEA との連携協議会を通じて、JAEA の檜葉遠隔技術開発センターの利用を具体化する。これとともに、大熊・放射性物質分析・研究施設の利用を想定した取り出し物質の物理的、化学的特性の評価などの実践的な教育、研究に向けて取り組む。高専での具体的取り組みとして、半導体検出器を用いた放射性核種の定量実験を開始している他、卒業研究などで廃炉課題研究を進めている。実践的な教育訓練では廃炉の現場で想定される大きさや距離感を模擬する研究設備の利用が欠かせない。教員や学生が JAEA 施設などを利用した研究、教育、訓練を行う方向である。

以上の廃炉に関する研究及び教育と JAEA 施設利用の経験を生かし、東電や関連地元企業に、また、今後、次々と廃炉が続くことに伴い廃炉関連企業への就職機会が増えると考ええる。

研究成果の発信は、成果の利用に必要であると共に、研究成果の発表を通じての学生の研究意欲の増進、研究関連情報の交換、さらには廃止措置関連企業などへの学生の就職機会の拡大などに有用であり、教員及び学生による成果報告を中心にした成果報告の全体会議を、少なくとも毎年 1 回実施する予定であり、加えて、小規模な成果発信活動、ワークショップなどを随時行うよう予定している。

2.2 平成28年度の成果の目標及び業務の実施方法

業務の目標と内容の概要を以下に示す。

2.2.1 基盤研究を通じた人材育成

①炉内遠隔操作機器開発

(a) サンプリング機構開発及びデブリサンプリング機器とのインテグレーション

長岡工業高等専門学校（以下「長岡高専」という。）はファイバーレーザー等を用いるレーザー法によるサンプリング法に関し、また都立産技高専は放電加工法によるサンプリング法に関し、手法の検討及び炉内に装荷するために小型化した機器部分である「ヘッド」の概念検討と部分的な試作を実施する。福島高専は、「ヘッド」の概念検討について長岡高専、都立産技高専に協力し、さらに他機関と連携し、狭隘部を通した炉内サンプリングのための大型の遠隔操作装置とのインテグレーションを分担する。

(b) 機械的手法によるサンプリング法の開発(再委託先：タンガロイ)

機械的な手法による燃料デブリのサンプリング方法の開発のために切削工具の試作と改良を進め、福島高専と共に切削試験用の模擬デブリの試作を含む評価を実施する。

(c) 小型放電加工装置によるサンプリング法の開発(再委託先：都立産技高専)

都立産技高専は実験用小型放電加工装置等を用いた放電加工による燃料デブリのサンプリング法の開発について、原型機の制御部及び電源部の改良を進め、並行して、放電加工用の「ヘッド」の概念検討と部分的な試作を実施する。なお、この燃料デブリ等の絶縁材料への放電加工の実用化は、デブリの取り出し時期までに開発可能と考えられる

(d) 小型半導体放射線検出装置の開発(再委託先：東京都市大学)

小型半導体放射線検出装置の試作と小型化の検討を行う。

②性状分析用遠隔操作機器開発

(a) 性状分析/解析機器の開発

炉内などからのサンプルの分析及び解析を行うためのホット試料の遠隔操作機器の原型の開発を実施する。このために、福島高専、都城高専などは、各機関の有する核種分析及び硬さや引張特性などの材料試験の技術や施設を用い、共同で足や腕などの部品の試作を含め、遠隔操作機器の原型の開発に向けて機器概念の検討を実施する。実施に当たっては、JAEAが有する様々なホット試験技術を参考にする。

(b) ホットラボでの機器動作の試行(再委託先：JAEA)

炉内などからのサンプルの分析及び解析に適する手法の選別や開発のために、平成27年度のホットラボ機器に必要な動作や操作性の評価を行う活動を発展させ、試作した機器要素、及びホットラボが有する機器を用いた放射性物質(ホット試料)などを対象にした、遠隔操作性の試行による評価、または調査を行う。

③廃棄物の貯蔵と処分の手法検討

(a)セシウム吸着ゼオライト固化体の熱的特性評価

発熱性廃棄物の貯蔵処分検討の一環として、セシウム吸着ゼオライトの固化を例に取り上げ、八戸高専、福島高専などは共同で、セメント固化体の製作やセシウム分配比の実験的な評価に向けて取り組み、並行して、計算コードにより固化体の発熱を含む熱的特性などの評価を実施する。

(b)発熱性固化体の処分概念検討

福島高専及び八戸高専は、デブリなどの発熱性廃棄物の貯蔵などについて③(a)及び⑤(a)の成果を用いて処分概念の検討を実施する。

④性状分析手法及び遠隔操作機器の基礎技術開発

(a)微小試料遠隔操作の力覚、視覚などの手法開発

力覚、視覚などのマンマシンインターフェイス技術については、福島高専などは、東京大学及びJAEAの経験を用い、共同でホット領域での遠隔操作高密度高速画像記録などの概念研究の検討と部品の試作を実施する。特に、ホット試料を対象にした遠隔操作技術には、堅牢性、信頼性、メンテナンス性などが高いことが重要であるが、これらに関するJAEAの有する経験を活用する。

(b)マイクロハンドリング技術の開発

炉から取り出すサンプルの性状分析/解析には、作業者の被曝、放射線が測定装置に与える影響の抑制などのため、極めて小型の試料を用いる必要が見込まれるため、サンプリングステーション電動セットなどを用いてこの技術の強化と高度化を検討すると共に、特に、試料のつかみ法などの概念検討と部品の試作を行う。

(c)性状分析/解析手法の開発

炉内などからのサンプルの新たな分析/解析手法の提案に向けて、福島高専、茨城高専などは、保有する性状分析/解析手法や知見を用い、化学分析や物性/強度評価の手法の評価や改良を共同で実施すると共に、分析等のための補助的器具(例、試料保持具)の概念検討と試作を行う。

(d)ホットラボでの遠隔操作技術の適用と高度化(再委託先：JAEA)

JAEAと大学及び高専が共同で、JAEAが有するホット試験用の遠隔操作技術の性状分析/解析への適用性を実験的に解析及び評価し、さらに微小な試料を対象に、前年度の評価結果を踏まえ、ホット遠隔操作法の最適化の検討を実施する。

(e)ホット試料分析技術の適用と高度化(再委託先：東京大学)

東京大学が有するホット試料分析機器に関する技術の適用性を実験的に解析及び評

価し、さらに微小な試料などを対象にした遠隔操作法及び部分的な自動化の有効性評価を実施し、福島高専などと共に性状分析に向けた補助的器具の検討を行う。併せて、高専の学生などによる実験を指導する。

⑤ 炉内生成物推定

(a) 炉内生成物の推定

発熱性廃棄物の貯蔵と処分に向けた検討の一環として、福島高専は鶴岡高専などとともに熔融燃料と炉内物質やコンクリートとの反応生成物について、計算コードを用いた推定を実施し、カルシウムを含む系についての検討を開始する。

(b) 物理/化学的性質及び強度の推定I(コンクリート)

福島高専、大分工業高等専門学校（以下「大分高専」という。）などは、熔融燃料と格納容器床コンクリートなどの接触後のコンクリート中の温度分布、コンクリートの強度、割れ発生などの状態変化の推定に関する検討を継続して実施する。また、応力-ひずみ曲線への加熱の影響の解析を進める。

(c) 物理/化学的性質及び強度の推定II(炉内機器)

炉内の機器が事故時に受けた温度履歴などを、材料(照射材)の微細組織などから推定する手法、さらに機器の残存強度を推定する手法の検討を、八戸高専、福島高専、茨城高専、長野高専などが共同で実施する。温度履歴の概要把握などについて進める。

(d) CT法などによる試料観察(再委託先：JAEA)

JAEAは、福島高専などと共に、X線CT法などにより、加熱で損傷を受けたコンクリートの損傷状態の観察と評価を実施する。CTデータの解析法を検討する

⑥ 作業環境と研修内容の改善による作業安全性向上の可能性

文理融合テーマとして、福島高専を含む各地の幾つかの高専は、東京大学の協力を受けて、共同して作業環境改善例などの事例を調査し、作業環境改善を通じた従業員のモチベーションに着目したリスク評価/低減手法の検討を実施する。さらに、学生指導における事例を参考に作業環境の改善及び研修内容を検討する。

2.2.2 教育プログラム

廃炉学習プログラムでは27年度に開講した「廃炉と社会」、「廃炉工学」を継続開講し、連携高専学生の授業聴講を推進する。さらに新規に2年生対象の「放射線基礎」と3年生対象の「廃炉ロボット概論」の講義を行う。また、29年度に開講予定の1年生対象の「原子力発電基礎」と5年生対象の「原子力事故総論」のシラバスの準備を行う。

企業と自治体の複合型インターンシップは主に福島高専の学生を対象に試行し、連携高専の学生に展開した場合の問題点を検討する。インターンシップはまずは健全炉の廃炉を進めている日本原子力発電で実施し、他の廃炉関連企業での実施も検討する。更に、アメリカの

ハンフォードサイトのように海外で進められている廃炉技術や環境修復の現場を学生に見せて技術者との交流を図るための海外サマースクールを実施する。また、国内外の廃止措置人材育成に役立つプログラム等の情報収集を図り、学生が主体的、積極的に利用できるように対応する。

廃炉創造ロボコンは10校程度で試行を行い、参加校拡大へ向けての問題点を検討する。同時にJAEA櫛葉遠隔技術開発センターでの実習も試行する。

2.2.3 研究推進と成果報告会

学生の教育のため研究成果を発表し、討論するための高専廃炉フォーラムを試行する。発表は学生に限定せず教員も可能とし、若手教員のキャリアパスの形成や教員間の連携促進につなげる。また、同時に福島第一原子力発電所の視察や技術者との交流を図り、学生に廃炉への興味を高めてもらう取組を試行する。また、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた基礎・基盤研究の推進協議体である「廃炉基盤研究プラットフォーム」の運営に取り組む。

3. 平成28年度の実施内容及び成果

3.1 基盤研究を通じた人材育成

3.1.1 炉内遠隔操作機器開発

(1) サンプリグ機構開発及びデブリサンプリグ機器とのインテグレーション

デブリ加工及びサンプリグ方法のうち、レーザー方法については、大気中でジルコニア板の切り出しが可能なことを確認し、一方、水中での加工にはピコ秒グリーンレーザーが有効であることを示した(長岡高専)。また、放電加工方式では、可視化による伝導性膜の形成を含めた加工条件の最適化と電源などの強化を行った(都立産技高専;都立産技高専の再委託分は(3)に示す)。機械加工法については、模擬デブリを用いて被削性と強度特性の比較を行いつつ刃物の作製を行った(タンガロイ/福島高専)。小型の放射線計測機器の開発では、電子機器の耐放射線性を評価するとともに、高線量率下で生じた検出素子中の分極現象への対策を明らかにした。さらに、加工機器部分である「ヘッド」の設計などに向け、「デザインコンペ」の試行の結果を受けて、課題の更新などを行った。これらの内容について、以下に示す。

(1-1) パルスレーザーによるアブレーションを利用した微小片の切り出し加工

1) 取り組み方法

本研究は東京電力福島第1原発の廃炉作業で最大の難関となる溶け落ちた核燃料(以下「燃料デブリ」と称する)の切り出しに向けた基礎的データを採取することを目的としている。具体的には、パルスレーザーを使用してジルコニア板からの微小片の切り出しを試みた。使用したレーザーは、昨年度、本事業で導入した Spectra-Physics 社製のナノ秒ファイバーレーザー、VGEN-ISP-1-40-30 である。このレーザーは、波長 1060~1080nm、最大出力 30W、発振周波数 35~500kHz、パルス幅 2~100ns の性能を有している。また比較対象として当研究室既存のレーザー、Photonics Industries International 社製のピコ秒グリーンレーザー、RGH532-8 も使用した。このレーザーの仕様は、波長 532nm、最大出力 9W、発振周波数 100~1000kHz、パルス幅 15ps である。

事故時に運転中だった 1~3 号機では、炉心にあった核燃料がデブリとなって原子炉格納容器の底などにたまっているとみられる。燃料デブリの具体的な形や位置は不明であるが、燃料のウランや被覆管成分のジルコニウム以外に、原子炉構造材のステンレス鋼、コンクリート、制御棒材料などが混ざっていることが予想される。これらの混合体を疑似デブリとして用意するのは現時点では無理があるため、本研究ではアズワン社製のジルコニア板緻密質(縦 50 mm×横 50 mm×厚 2 mm、ZrO₂/91.5 パーセント、Y₂O₃/8 パーセント、気孔率<5%)を試験片に用いた。

パルスレーザーによる除去加工には、一箇所に入力するシングルパルス加工、一箇所に複数パルスを入れるパーカッション加工、そしてパルスビームを任意の軌跡に沿って走査させるトレパニング加工の3種類がある。本研究では微小片を切り抜く必要があるため、トレパニング加工を用いて試験片に対して溝加工を実施した。溝加工とは、レーザービームを一点に照射しながら一定速度で動かして、もしくはレーザービームは固定のまま試料ステージを移動させて、一直線を走査する加工方法である。

2) 取り組みの結果と考察

ファイバーレーザーによる加工結果を図 3.1.1-1 に示す。発振周波数 35kHz、パルス幅 100ns、出力 30W の条件のもと、ジルコニア板緻密質に対して 5 本の溝加工を実施した結果である。たとえば一番右側の溝はビーム走査速度（加工速度）2.5mm/s で 50 往復した結果である。5 本の溝加工はいずれも同じ加工時間（往復数／走査速度）となるように設定している。この図から、加工速度が低すぎると熔融した材料が再凝固し溝内部が詰まっている様子が見て取れる。また加工速度が高すぎると再凝固は観察されないものの、溝深さが浅くなるのがわかる。この図からは加工速度 10mm/s が適切な速度であると言える。

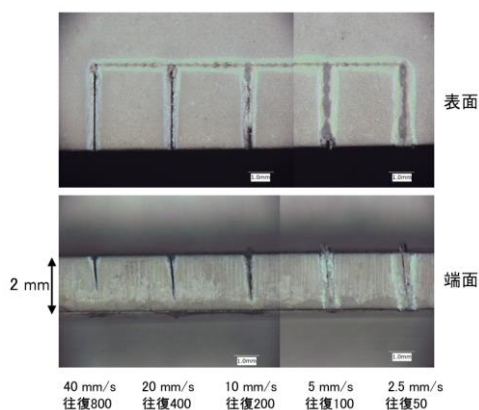


図 3.1.1-1 ファイバーレーザーによる溝加工（大気中）

加工速度 10mm/s で正方形のくり抜き加工を行った。その結果を図 3.1.1-2 に示す。発振周波数 35kHz、パルス幅 100ns、出力 30W の条件のもと、加工速度 10mm/s での結果である。正方形にくり抜くためにビームを 400 回走査している。少し熔融している様子も見られるが、厚さ 2mm のジルコニア板をくり抜くことができている。

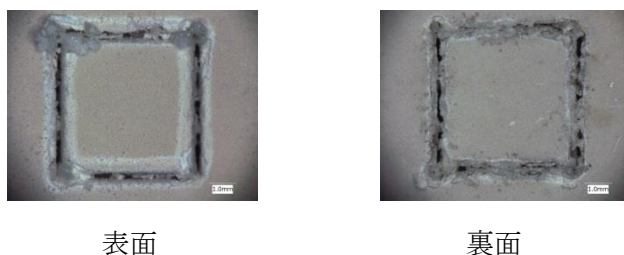


図 3.1.1-2 ファイバーレーザーによるくりぬき加工（大気中）

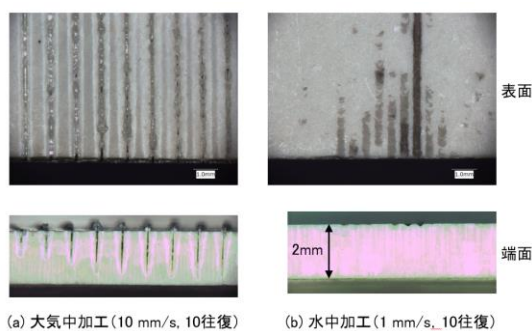


図 3.1.1-3 ファイバーレーザーによる大気中加工と水中加工の比較

燃料デブリは水中に没していることが十分考えられるので、水中での加工性も調べておく必要がある。図 3. 1. 1-3 はファイバーレーザーによる大気中加工と水中加工との比較である。水中加工では屈折率の影響で、大気中とは焦点距離が異なることが予想される。そこで大気中加工と水中加工ともに溝を 1 本形成するごとに集光レンズと試料間の距離を変化させて加工を行った。大気中加工では問題なく溝が形成されているのに対して、水中加工ではわずかに焦げ跡及び窪みが観察されるのみである。水中加工の場合、レーザー照射によりジルコニア板表面が加熱し、その熱により材料表面近傍に水の密度勾配ができ、それによってレーザービームが拡散されることが水中で正常に加工できない原因と考えている。

また比較対象として Photonics Industries International 社製のピコ秒グリーンレーザー、RGH532-8 の結果を図 3. 1. 1-4 に示す。発振周波数 100kHz、パルス幅 15ps、出力 9W の条件のもと、大気中と水中で加工を行った。ファイバーレーザーの場合と同様に水による屈折率の変化を考慮して、溝を 1 本形成するごとに集光レンズと試料間の距離を変化させて加工を行った。この図に示す通り、ファイバーレーザーによる加工結果と異なり、適切な条件下では大気中より水中の方がより深い溝が形成されていることがわかる。ピコ秒グリーンレーザーによる加工ではナノ秒のファイバーレーザーより熱の発生が少ないため、材料表面近傍において水の密度勾配が発生しにくくまた 532nm の波長は赤外線に比べて水中での透過率が高いことなどから、水中においても溝が正常に形成されたと考えている。

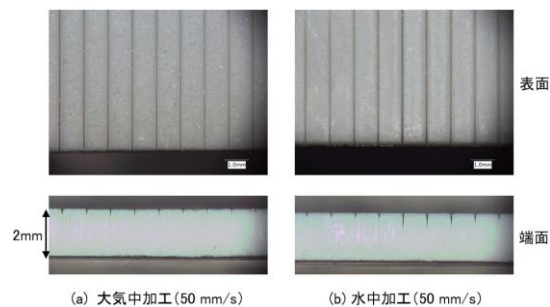


図 3. 1. 1-4 ピコ秒グリーンレーザーによる大気中加工と水中加工の比較

図 3. 1. 1-5 はピコ秒グリーンレーザーにより水中でジルコニア緻密板を長方形に切り出した結果である。ファイバーレーザーによる結果と異なり、極めてきれいな切断面が得られている。

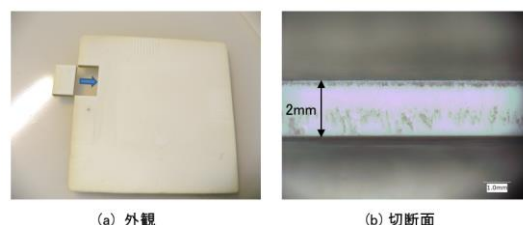


図 3. 1. 1-5 ピコ秒グリーンレーザーによる水中でのくり抜き加工

3) 成果のまとめ

前述したように、モルタルとコンクリートでは、レーザー照射部は熔融・再凝固し除去されていない。そのため、微小片を切り出すためには溶融物を除去する必要があり、今後は高圧ガスを

噴きつけながら加工する必要があると考える。これに対して、ジルコニア板緻密質と多孔質に関しては、アブレーションによる溝（V字）加工が行われているので、高圧ガスの補助なしに切り出し可能と考える。今後は、加工条件（レーザー出力、繰返し周波数、パルス幅、ビーム走査速度、走査回数）の最適化を行っていく。また、材料の除去量の評価も必要であると考えられる。

(1-2)

(1-2) 遠隔サンプリング機器のデザインインテグレーション(福島高専など)

1) 目的及び進め方

加工機器部分である「ヘッド」の設計などを行うに当たり、「ヘッド」の設計のみでなく、想定される遠隔操作系全体との関係についても考慮する必要が生じる。そこで、このような装置のインテグレーションに向けて、昨年度は「デザインコンペ」の試みとして、課題に対する意見を取得した。今年度は、昨年の指摘などを受けて、課題の修正を行い、次年度に向けた準備を行った。

昨年度の課題では、内径 10cm 程度のパイプ(格納容器のペネトレーションの一つ)を通して、吊り下げ式の機器を降ろし、格納容器中のグレーティングを切断する機器の開発を課題にした。開発の範囲は、主に、グレーティングを切断する機構であるが、吊り下げ機器を導入するためのポール状の機器やその駆動の方法を含めた全体を考慮することで機器のインテグレーションも行おうとする課題であった。加えて、耐放射線性の電子機器、放射線計測機器、ビデオカメラなどについての工夫も範囲とした。

課題の見直しを行うにあたり、福島第一原子力発電所の格納容器内探査に関する遠隔操作機器による成果を概観したが、現時点までの格納容器内の探索では、単純な吊り下げ方法による遠隔操作機器の導入が安定した成果を挙げたように判断された(ビデオカメラを吊り下げ、圧力容器のペデスタル部に接近; http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/02/20170223_2.pdf)。この方法は、昨年度課題としたものに近い比較的簡単な機構によるものであるこの点で、昨年度の課題は妥当性が高いものであったと言えよう。このような状況から、更新する課題も、同様に比較的単純な機構のものとすることが妥当と考えられた。今後、数年間はこのような方式が利用されると推定された。

一方、格納容器内の状況をさらに把握するためには、今後、ビデオカメラに加えて、放射線計測、小距離の移動、限られた量の試料サンプリング、サンプル収納などの機能を備える必要が生じると考えられるため、これらの項目を含めた課題とすることとし、課題として具体的に提案するために詳細についても検討を行うことになった。

盛り込む方向となった項目を列記する。

- (i) 画像の取り込みと伝達
- (ii) 放射線計測
- (iii) 小距離の移動(採取距離)
- (iv) サンプリング(少試料)

これらの項目の詳細(目標性能など)については、さらに検討を進めるが、例えば、以下に付記する性能などに留意する必要がある。

- | | |
|--------------------|--------------------------|
| (i) 画像の取り込みと伝達 | 観察範囲、湯気などへの対応、耐放射線性 |
| (ii) 放射線計測 | 放射線のスペクトル、中性子検出、耐放射線性 |
| (iii) 小距離の移動(採取距離) | デブリなどの分布によるが、例えば 50cm 程度 |
| (iv) サンプルング(少試料) | 表面からの深さを含む位置情報、採取物の収納 |

また、本プログラムの微小試料加工方式の検討(ファイバーレーザー方式、放電加工法、機械的方法など)は、このデザインインテグレーションに密接な関係を持つことになるため、これらの方法の適用や特徴を活かすことも考慮すべき事柄と考えられる。なお、このようなインテグレーションを考慮した機器の提案に加えて、要素技術についての検討も重要と考えられる。例えば、放射線が強い環境であることから、電子機器の耐放射線性を高める革新的な手法や、機器の試作に向けた検討も重要な事柄であろう。

課題における試料採取などのイメージを図 3. 1. 1-14 に示す。

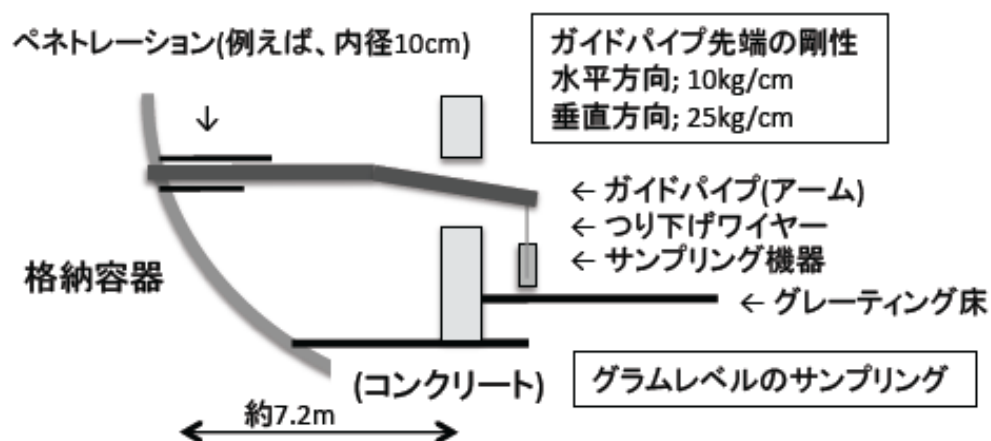


図 3. 1. 1-14 デザインインテグレーション課題の概要図

(2) 機械的手法によるサンプルング法の開発 (再委託先：タンガロイ)

1) 目的

デブリなどの炉内の物質や構造物の取りだしを行う場合、それらを切断して取り出し易い大きさや形状にする必要がある。一方、炉内のそれらの物体の強度特性は様々であり、例えば、ウランの酸化物、ジルコニア、炭化ホウ素、ステンレス鋼などの強度特性や被削性は多様である。このため、切断などに適する工具の選定は従来の知見の範囲を超えるものとされている。そこで、想定される「デブリ」などの材料強度特性と被削性(研削を含む)の関係を把握し、「デブリ」の特性に適合した適切な工具の設計や選択の方法に関する基本的な考え方を検討する。今年度は、昨年度の工具の試作、切削条件とデブリなどの硬さ及び靱性の重要性に関する簡単なモデルの検討

を受け、模擬的なデブリとして Mg 添加により安定化したジルコニア焼結体及びこれに炭化ホウ素粒子を混入させた試料を作製し、これに対する切削試験、硬さ試験、破壊靱性評価を行うとともに、ダイヤモンド及び立方晶窒化ホウ素 (cBN) のチップを搭載した刃先を作製した。

2) 被削性と材料強度に関する検討

セラミックス、炭化物、金属などが混在する点が、福島第一原子力発電所の事故で発生した熔融凝固した燃料など(デブリ)を切削などによって取出すことを困難にしている特徴の一つであるとされている。このような対象物の機械的な切削に比較的有望と考えられている立方晶窒化ホウ素 (cBN)、或は、TMI-2 でのデブリ取りだしで実績があるとされるダイヤモンドを刃先に貼り付けた工具である。工具の検討事項として、昨年度提案した切削モデルに示すように硬さとともに破壊靱性も重要な制御因子(他に熱伝導、摩擦、不均質性なども、今後の考慮対象になり得る)と考え、歪みの集中を抑えた形状の刃先(典型的には逃げ面の接触部分が円形)を持ったチップの作製を開始した(図 3. 1. 1-15 参照)。チップの製作までの間に、探索的、焼結温度をパラメータにした安定化ジルコニア (Mg 添加による安定化のため、靱性は限られる) に対して、タングステンカーバイド及びダイヤモンド刃先による切削性の検討、ジルコニア試料の硬さ及び破壊靱性値の評価などを行った。

ジルコニアの焼結温度を 1200°C から 1600°C に選んだ(最高温度での保持時間は 2 時間とした)。焼結後、ダイヤモンドカッターで断面が 1.5mm 角で、長さが 20mm のノッチ付き曲げ試験片及び厚さ 5mm 程度の硬さ試験片を切り出した。切断後、焼結温度よりも 100°C 低い温度に加熱し、サーマルエッチングを行い、表面状態を整えて、硬さ試験などに供した。

図 3. 1. 1-16 に硬さと焼結温度の関係を示すが、1400°C-1600°C の範囲では焼結温度とともに、硬さが緩やかに上昇したが、1200°C では大幅に低下した。また、曲げ試験で評価した破壊靱性値は 7MPam^{1/2} から 30MPam^{1/2} 程度に分布した。なお、破壊靱性値の測定では疲労予亀裂などの導入を行わなかったため、測定された靱性値は高めになっている可能性がある。なお、ヴィッカース硬さ試験の圧痕周辺の割れから、Palmqvist 法により破壊靱性値が推定できる試料もあった。

これらの試料(模擬デブリ)を用いて切削性の評価も行った。タングステンカーバイドのエンドミルを用いた場合には、エンドミルの比磨耗量は、1600°C 焼結材に対しては、 6×10^{-1} 程度であった。刃先の磨耗は大きかった。これに対して、1200°C 焼結材の場合は、比磨耗量は 1/100 以下となった。さらに、ダイヤモンド粒を電着で先端に埋め込んだエンドミルの場合には、 1×10^{-5} 台となり、磨耗量は少なくなった。以上から、タングステンカーバイド刃先のエンドミルについては、硬さはジルコニアよりも高いにもかかわらず、硬さの差が小さい場合には大きく磨耗を示した。今後は、さらに破壊靱性値の影響について注目しながら検討を加えるものとする。



(a)

(b)

図 3. 1. 1-15 刃先の例 (a) cBN 及び (b) ダイヤモンドを貼り付けたもの

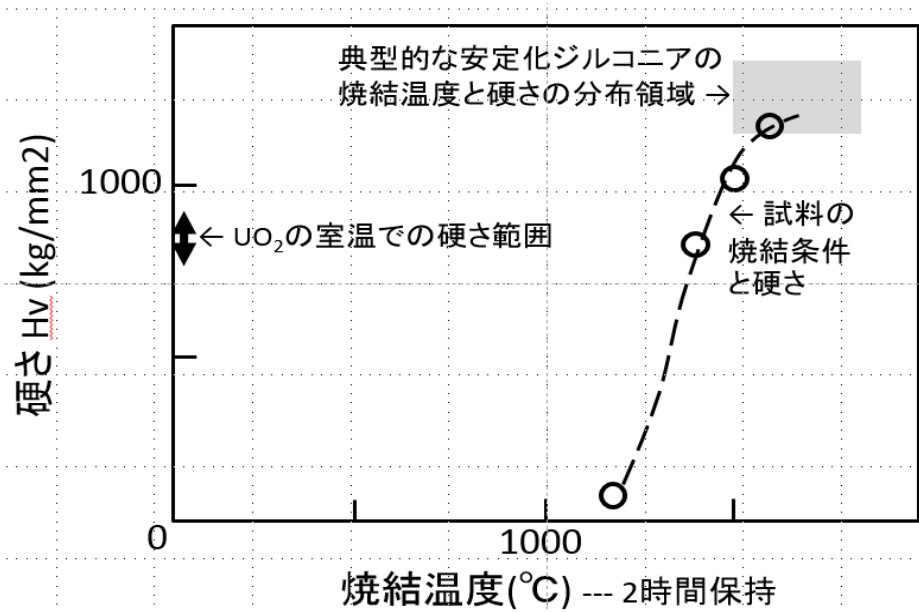


図 3. 1. 1-16 焼結ジルコニアの焼結温度と硬さの関係

(3) 小型放電加工法によるサンプリングの開発の開発 (都立産技高専)

1) はじめに

今年度は、既に製作済みの小型放電加工ヘッドに組合せる放電加工用電源の開発が主な目的である。放電加工電源の仕様を決めるにあたって、絶縁体工作物の放電加工の加工現象の詳細な調査が必要であった。昨年度までに、高い透明度を持つ石英ガラスへの放電加工を試み、放電波形と極間現象の同期観察が行えるシステムを構築し。今年度、まず、その装置を用いて極間での放電加工現象と放電波形の関係を調べることから始めた。その結果、絶縁体の放電加工で特徴的な長パルス放電の役割と加工メカニズムが明らかにすることができた。この成果を踏まえて絶縁体加工用の放電加工制御装置の仕様を決定し、製作をすることができた。また、核デブリのサンプリングに必要なジルコニア、コンクリート、そして、コンクリートに含まれる砂利単体への放電加工も試みた。本報告は、それらについてまとめる。

2) 絶縁体工作物特有の長パルス放電の役割と加工メカニズムの解明

2-1) 長パルス放電の役割

絶縁体の放電加工において特徴的な長パルス波形を図 3. 1. 1-6 に示す。この時の放電持続時間 (以降、パルス幅と称する) は $5\mu s$ である。長パルス放電は図 3. 1. 1-6 に示すように、設定したパルス幅の 20 倍程度であることが分かる。これまでは、長パルス放電が発生することで絶縁体工作物の加工が進行するものと考えられていた。それは、極間に投入される放電エネルギーが通常の放電に比べて桁違いに大きいためである。図 3. 1. 1-7 は長パルス放電が生じる前と生じた後の工作物形状を比較した 1 例である。これから分かるように、長パルス放電によって工作物は加工されていない。これは、他の長パルスでも同様であった。このことから、長パルス放電は絶縁体の加工面に炭素被膜を形成する役割を主に果たしていることが明らかとなった。

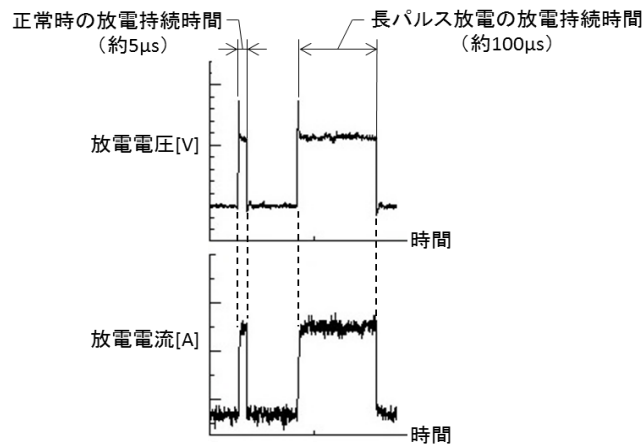


図 3.1.1-6 正常放電と長パルス放電の比較

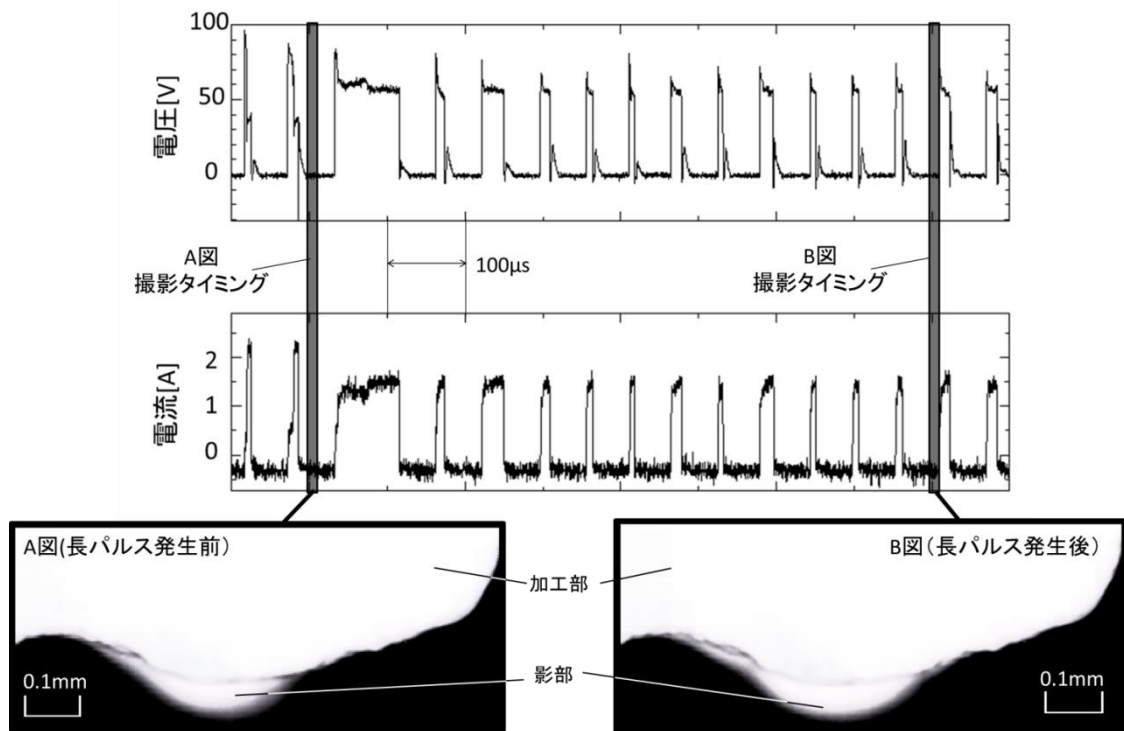


図 3.1.1-7 長パルス放電発生前後の比較

2-2) 絶縁体工作物の加工メカニズム

図 3.1.1-8 に工作物が突然加工される様子を示す。撮影の 0.186 秒の間に加工部が局所的に増加する現象が確認された。また、この時の放電波形は前出の図 3.1.1-7 に示すように、長パルス放電と正常放電が交互に発生していた。このことから、長パルス放電の後に放電遅れ時間が極めて短い正常放電が連続して続き、ある時点で工作物形状が大きく変化することが分かった。よって、絶縁体の放電加工では、長パルスでカーボン被膜を形成し、その後の通常放電が集中的に生じることで加工が進行するものと思われる。

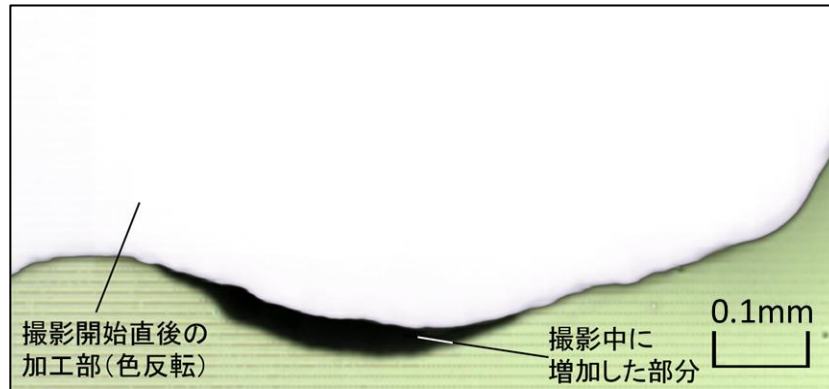


図 3. 1. 1-8 加工部の局所的な増加（撮影開始直後と終了直前を合成）

3) ジルコニアへの穿孔放電加工

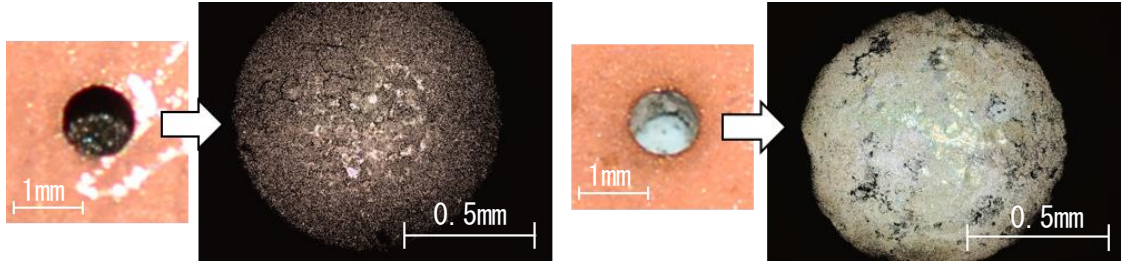
核燃料棒にはジルコニアを原料とする被覆管が使用されている。よって、燃料棒の熔融により酸化ジルコニアが形成されている可能性があり、そのため、核デブリのサンプリングには酸化ジルコニアの放電加工特性の調査が必要になると考えられる。しかし、原子炉内で形成される酸化ジルコニアの性質が不明である。そこで、焼結温度が異なる酸化ジルコニアへの放電加工を試みた。使用した酸化ジルコニアの性状を表 3. 1. 1-1 に示す。表 3. 1. 1-1 から焼結温度は工作物の硬度に影響を及ぼすことが分かる。両方の酸化ジルコニアに対して放電加工を行ったところ、焼結温度の低い酸化ジルコニアは安定した放電加工が行えず、加工が途中で止まってしまった。それに対して、焼結温度の高い酸化ジルコニアの方は安定した放電加工が行えた。なお、その時の放電加工条件を表 3. 1. 1-2 に示す。図 3. 1. 1-9 は放電加工後の穴底の写真である。これから、焼結温度の低い酸化ジルコニアの穴底は白く、炭素被膜が形成されていないことが分かる。それに対して、焼結温度が高い酸化ジルコニアの穴底は黒くなっており炭素被膜が形成されていることが見て取れる。このことから、焼結温度が低い酸化ジルコニアは脆いため放電加工面に炭素被膜が形成されても、その部分が脱落するため放電加工が安定して継続できなかったものと考えられる。

表 3. 1. 1-1 焼結温度とビッカース硬さの関係

焼結温度[°C]	HV(ビッカース硬さ)
1600	1200
1200	80

表 3. 1. 1-2 放電加工条件（ジルコニア）

工具電極	φ 1.0mm Cu(－)
放電持続時間[μs]	5
放電休止時間[μs]	20
設定電流[A]	3.4
開放電圧[V]	100
サーボ電圧[V]	50



(a) 焼結温度 1600°C

(b) 焼結温度 1200°C

図 3.1.1-9 ジルコニアへの放電加工結果

4) コンクリートへの穿孔放電加工

核デブリにはコンクリートも混じっていることが予想される。そこで、コンクリートへの穿孔放電加工を試みた。放電加工条件を表 3.1.1-3 に示す。図 3.1.1-10 に示したようにコンクリートへの穿孔放電加工が可能であることが明らかとなった。

表 3.1.1-3 放電加工条件 (コンクリート)

工具電極	φ 1.0mm Cu(-)
放電持続時間[μs]	5
放電休止時間[μs]	20
設定電流[A]	2.5
開放電圧[V]	100
サーボ電圧[V]	50

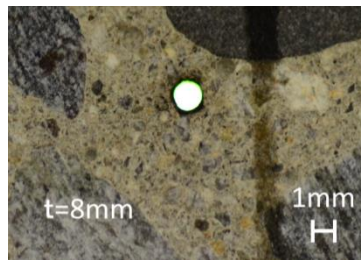


図 3.1.1-10 コンクリートへの穿孔放電加工結果

5) 各種砂利への穿孔放電加工

ところで、コンクリートには各種の砂利が混入している。そこで、いくつかの種類に穿孔放電加工を試みた。図 3.1.1-11 に結果を示す。これから、同一の放電加工条件であっても穿孔加工が可能な場合と不可能な場合があることが分かった。よって、コンクリートの放電加工では加工中に遭遇する砂利によって放電加工条件を臨機応変に変化させる必要があることが分かった。

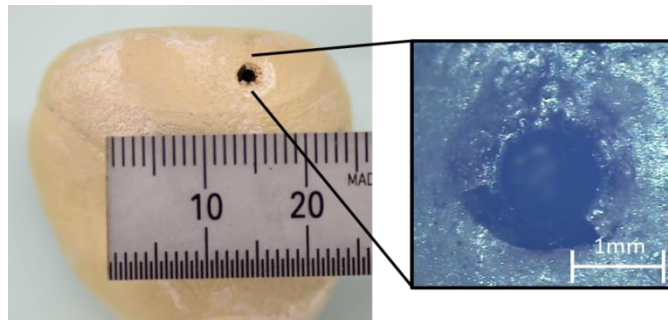


図 3. 1. 1-11 砂利への穿孔放電加工結果

6) コンクリートへのくり抜き放電加工

核デブリサンプリングの方法として、くり抜き放電加工が有効な方法と考えられる。そこで、直径 10mm、肉厚が 1mm の銅パイプ電極を用いて厚さ 5mm のコンクリートのくり抜き放電加工を試みた。図 3. 1. 1-12 に結果を示す。これから、くり抜き放電加工が可能であることが分かった。

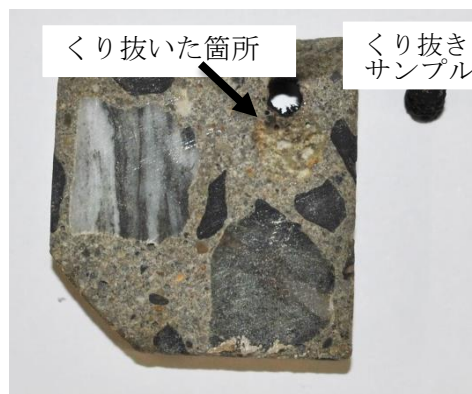


図 3. 1. 1-12 コンクリートへのくり抜き加工結果

7) 製作した絶縁体放電加工制御装置

平成 28 年度に行った絶縁体への放電加工結果から、絶縁体の放電加工制御装置の仕様を決定し、製作を行った。図 3. 1. 1-13 に完成した放電加工制御装置を昨年度までに完成した放電加工ヘッドを組合せた結果を示す。平成 29 年度は本装置を用い、核デブリサンプリングに威力を発揮すると考えられるくり抜き放電加工を様々な工作物に展開する予定である。

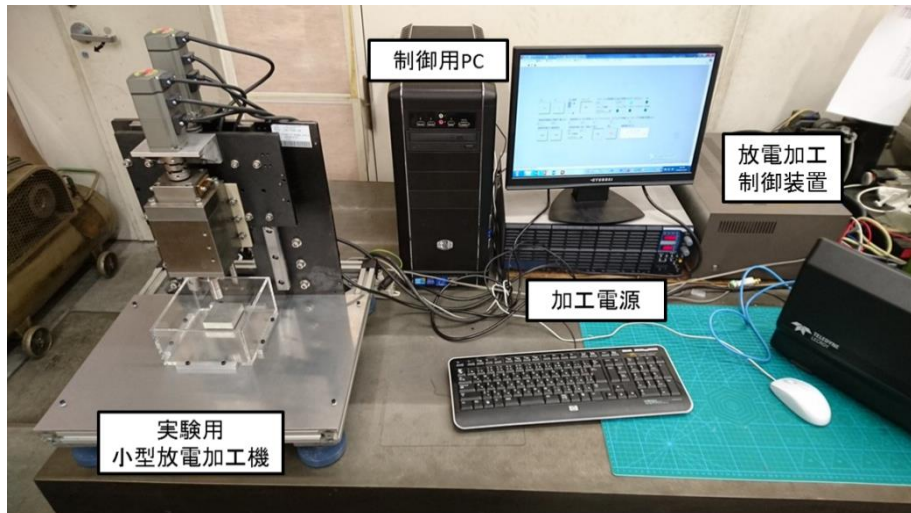


図 3.1.1-13 実験装置全体

8) まとめ

放電波形と極間現象の同期観察の結果、絶縁体の放電加工の特有の長パルス放電の役割は、主に炭素被膜の形成であることが分かった。そして、その後集中的に生じる放電遅れ時間が短い正常放電によって、ある短い時間内に工作物が加工されることが分かった。酸化ジルコニアへの放電加工では、硬度が高い酸化ジルコニアは安定した放電加工が行えるが、硬度が低い酸化ジルコニアは放電加工が不安定になることが分かった。コンクリートへの放電加工が可能であり、くり抜き放電加工が実現した。但し、コンクリートに含まれる砂利の種類によって放電加工条件を臨機応変に変える必要がある。

(4) 小型半導体放射線検出装置の開発（再委託先：東京都市大学）

1) 目的

廃炉現場での線量率は極めて高いことが予想されている。そのため、炉内遠隔操作機器には、高線量率場での動作が求められると共に耐放射線性が重要となる。しかしながら、機器を構成するパーツには耐放射線性が高いものから低いものまで、様々な特性を有するのが現状である。よって、炉内遠隔操作機器を円滑に運用するためには、個々の機器の耐放射線性の評価や向上も重要となるが、炉内の各位置における放射線線量情報の取得も同じく重要となる。そのため、サンプルの取得に際し放射線計測は重要となるものの、高線量率場での計測となるため、放射線検出器及び検出システムの電子回路への放射線による損傷が問題になる。そのような状況下での、線量計測、ガンマ線エネルギー計測などに利用可能と考えられるシステムと、そのようなシステムを利用するに当たり必要となるデータ処理手法などに関する検討を行い、放射線計測システムの提案を行う。なお、炉内への適用を想定するため、機器の小型化も考慮する。

2) 小型半導体放射線検出装置の試作と小型化の検討

CdTe 半導体による放射線計測システムとして、CdTe 半導体検出器、試作プリアンプ、ADC 及び FPGA システムの整備を実施した。整備した検出器のブロック図を図 3.1.1-17 に示す。前年度の検討により、CdTe 半導体検出器では電子とホールの移動度の違いを補正するデジタル波形

処理が有効であることが確認されたが、CdTe 半導体検出器のもう一つの弱点である分極現象も確認された。分極現象とは、CdTe 検出器を 1 時間程度連続動作させた場合、検出器からの出力が低下し、エネルギースペクトルが低エネルギー側に時間と共に徐々にシフトする現象である。この現象はエネルギー情報を取得するためには望ましくない。確認された分極現象を図 3.1.1-18 に示す。この分極現象は、検出器に印加するバイアス電圧を一旦 0V に戻し再度電圧を印加することにより回復することが知られている。そのため、バイアスリセットを組み込んだプリアンプを試作し、動作チェックを行った。

PhotoMOS リレー (Panasonic 製 AQV414E) を CdTe とプリアンプの入力コンデンサ前に挿入し、外部からの 1.2V の電圧を PhotoMOS リレーに印加することにより、CdTe を一旦プリアンプから電氣的に切り離す機構とした。今回使用した PhotoMOS リレーは、半導体でスイッチングする構造を採用しているため、切り離し状態である OFF 時に若干のリーク電流が存在する。そのため、切り離された CdTe はリーク電流により素早くバイアス電圧が 0V の状態へ移行する。さらに PhotoMOS リレーへの 1.2V の電圧供給を遮断すると ON 状態へ移行し、プリアンプ経由で CdTe にバイアス電圧が印加されることとなる。この操作により、CdTe のバイアスがリセットされ、分極現象が改善されるか装置を試作して動作を確認した。図 3.1.1-19 にそのエネルギースペクトルを示す。この PhotoMOS リレーにより分極現象をリセットし、エネルギースペクトルが回復することを確認した。なお、PhotoMOS リレーには数 pF の浮遊容量が存在するため、PhotoMOS リレーを導入することにより、コンデンサ成分に起因するノイズが増加する。そのため、去年度の結果よりもエネルギー分解能は劣化傾向にあることが確認された。

図 3.1.1-17 に示す検出器システムには、デジタル波形処理のための ADC 及び FPGA が必須である。しかしながら一般的に半導体素子は、ガンマ線照射により徐々にリーク電流が増加したり、あるいはトランジスタの動作電圧や電流が徐々にシフトしていくことが知られている。アナログ回路ではその影響は徐々に増えるノイズ成分や、ゲインのシフト等に現れる一方、デジタル回路は放射線によりダメージが蓄積すると、ある線量より正常動作が不可能になる。この動作不良となる線量を評価するために、デジタル部である ADC と FPGA に高エネルギー光子を照射し、その動作チェックを行った。その結果を表 3.1.1-4 に示す。

照射は、X 線照射装置及び名古屋大学の 60Co 照射施設を用いて実施した。なお、特定の素子だけに線量を与えるため、対象素子以外を鉛により遮蔽し X 照射を実施した。60Co 照射施設では遮蔽は実施していない。これらの結果より、ADC は $2.5 \times 10^4 \text{Gy (Si)}$ 以上に耐えられること、FPGA (Zynq (XC7Z030)) が $3.4 \times 10^3 \text{Gy (Si)}$ にしか耐えられないことが判明した。一方、ほぼ同等のデジタル部を有する Zynq (7010) はある程度の耐放射線性を有することが確認された。このことは、動作クロックによる耐放射線性の違いを示している。即ち、Zynq (XC7030) においても、動作クロックを低減することにより、より高線量率に耐えられる可能性を示している。しかしながら、CdTe に対するデジタル信号処理には、ADC に 50MSps 以上のサンプリング速度が要求されるため、動作クロックを下げることは困難である。そのため、本検出器システムで採用している FPGA (Zynq (XC7030)) 部は、放射線シールドを導入する必要があると結論付けられる。この結果より、図 3.1.1-20 に示す通り、FPGA よりも後段に高い放射線遮蔽シールドを用意し、積算数 kGy 以下に抑える必要が高いことが判明した。

最後に以上の結果を踏まえ、全体の小型化の検討を実施した。放射線シールドは鉛等の高原子

番号物質により対象物を覆う必要があるため、小型化には適していない。そこで、CdTe 半導体検出器は元々小型であること、及び可能な限りデジタル処理部は線量の低い環境を確保することが望ましいため、図 3.1.1-21 に示す通り、検出器ヘッド部と信号処理部を分離し、前者はパイプアップを低減する程度のシールドを、後者は正常動作のためのシールドとする構造とする。これにより、高線量場に挿入する検出器部は、15cm×10cm×3cm 程度に抑えることが可能になると考えられる。



図 3.1.1-17 試作した検出器のブロック図

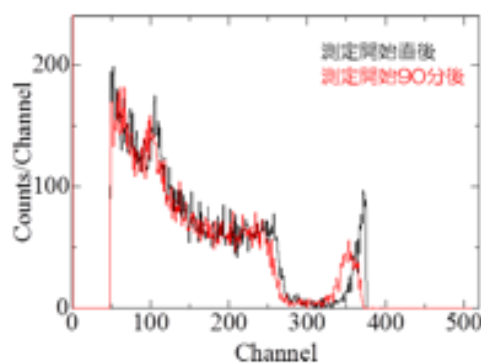


図 3.1.1-18 観察された分極現象

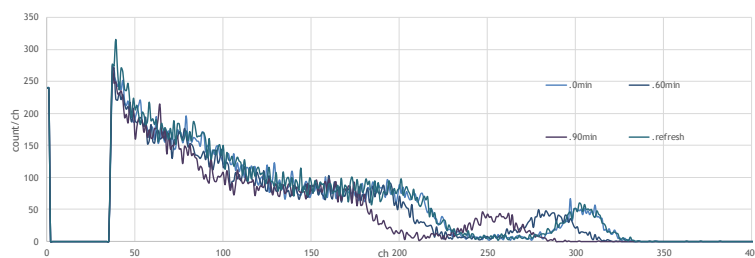


図 3.1.1-19 ^{137}Cs 線源に対する波高分布

CdTe 検出器にバイアス電圧を印加して 0 分、60 分、90 分、バイアスリセット後を示す。リセット後は 0 分と重なっている。

表 3.1.1-4 ADC 素子及び FPGA に対する放射線照射結果

素子種類	素子	動作不良線量	備考
ADC	TLC5510/S0 (Texas Instrument)	1.5 kGy(Si)	ビット落ち、シフトを観察
	ADS62P25 (Texas Instrument)	-	(X線 15k+ γ 線 10k) Gy(Si) 照射しても正常動作
	AD9633 (Analog Devices)	-	(X線 15k+ γ 線 10k) Gy(Si) 照射しても正常動作
FPGA	Zynq (XC7Z030) (Xilinx)	3.4kGy(Si)	ARM 部分は正常動作
	Zynq (Z7010 AP SoC) (Xilinx)	-	10kGy(Si)照射しても正常動作

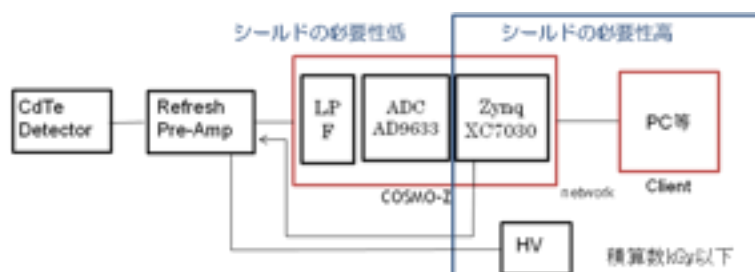


図 3.1.1-20 試作した検出システムにおける放射線シールドの必要性

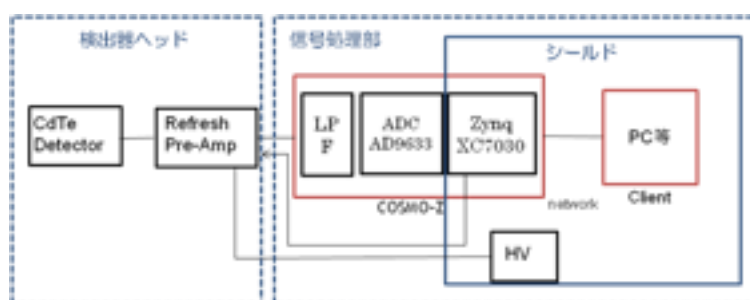


図 3.1.1-21 最終的な検出器システム図

検出器ヘッドと信号処理部に分離することにより、高線量場での正常動作と検出器ヘッド部の小型化が実現される。

3.1.2 性状分析用遠隔操作機器開発

(1) 性状分析/解析機器の基礎技術開発

JEAЕ のホットラボと共に、大熊に建設が検討されているデブリの性状分析の施設などでも必

要となると考えられる、材料試験(曲げ試験、硬さ試験など)、微細組織評価(電子顕微鏡観察)、元素分析などの項目や方法を評価し、さらに改良方法について検討している(福島高専、茨城高専など、都城高専、及び JAEA)。

今年度は、当初、材料試験法の改良や、そのための機器の検討から始めたが、検討の方向として、より Robust なもの(特に、耐放射線性)を検討すべきであることなどが指摘されたために、ホットセルでの簡単な遠隔操作機器であるトングなどを対象に機能の向上などのための検討に方向を改めることにした。また、これにあわせて、学生のホットラボ見学と簡単な実習を行った(原子力機構の大洗研究開発センターのホットラボなど --- JAEA の再委託の一部も含まれる)。

(1-1) 物理的性質、強度、化学分析手法及び試料作製手法の開発(最適化と機器の検討) I

図に示すように、分析施設では探索的に採取することになるデブリなどのサンプル、或は、デブリを含むガレキ(構造物)などを受け入れ、これを解体し、分別し、さらに成形して試料化し、評価試験などに供することになると考えられる。もちろん、評価試験及び核種分析のいずれについても、様々な手法を用いることになると考えられるので、試験や測定に供される試料の状態は多様になると推定される。

ホットラボでの作業の流れの概略示すが(図 3.1.2-1 参照)、このように、分析施設では探索的に採取することになるデブリなどのサンプル、或は、デブリを含むガレキ(構造物)などを受け入れ、これを解体し、分別し、さらに成形して試料化し、評価試験などに供することになると考えられる。さらに、評価試験及び核種分析のいずれについても、様々な手法を用いることになると考えられるので、試験や測定に供される試料の状態は多様になると推定される(3.-の指摘のように、溶融した UO_2 がコンクリートに接すると、水と反応しやすい CaO を含む塩が生じる可能性があり、これは廃棄物の安定な保管に関して注意が必要になると考えられる; この分析も必要になる)。

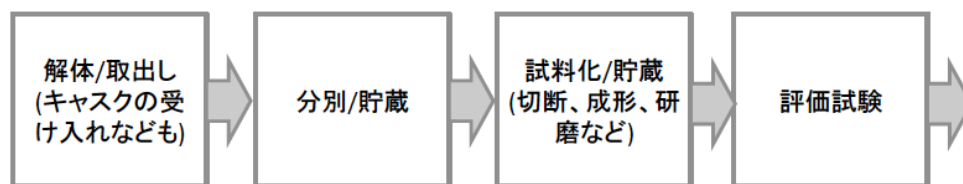


図 3.1.2-1 ホットラボでの作業の流れの概略(受け入れから評価まで)

デブリなどの少量サンプルを含む、炉から取り出される物体の評価では、デブリの切削性、化学的安定性、核種分析、残存構造物の強度推定を始めとした様々な試験や測定が行われることになるであろう。加えて、取出される物体の形状や大きさは様々なものになる。この結果、同様な目的の試験であっても、様々な大きさ、形状、強度などの試験片を扱う必要が生じる。これには、必ずしも現在用いられているホット技術をそのまま適用できない点が多くなると推定されるため、今年度の当初は、このような多様な試験片を取り扱うための機器の駆動機構や試料コンテナの検討を開始したが、検討を進めるに連れて機器の耐放射線性を含む Robustness の確保が重要であるとの指摘がなされ(主に、JAEA から)、これを受けて、ホットラボで使用している遠隔操作機器のうちの最も簡単なものを例にとり、この改良の検討を課題として取り上げる方向とした。

ホットラボで使用されている最も簡単な遠隔操作機器である「トング」の概要については、

JAEA 再委託部分の報告の図 3.1.2-7 に示す。このように、放射線の遮蔽を目的とした鉛製の球に、放射線の漏洩が少なくなるように工夫した棒を通し、この先に「指」の働き(主に、つまむだけである)をする部分が付いている器具である。この器具では、回転の中心が固定されていること、動作が掴むだけの単純なものに限られること、試料を掴んだ状態で固定できないことなどの機能の不足が存在する。この機能を、比較的、単純な方法で強化すること、さらに「トング」の掴み部と試料との距離(特に、奥行き方向)の把握が比較的に行にくいことなどへの対策を検討することから開始することにした。このうち、今年度はこれらの課題の抽出と、「トング」の機構の理解から開始することにした。なお、対象とする試料及び動作であるが、デブリの力学的特性の把握が必要になってくると考えられる、IF 法、BI 法(試験片寸法は数 mm の立法形など)、比較的高い破壊靱性を示すセラミックスにも対応できる SEPB 法を含む小型の曲げ試験(断面が 2mm 角で、長さが 20mm 程度以上)、さらに被覆管などを含む金属相の評価が必要になると考えられるリング引張試験(典型的には、直径 10mm で幅が 2-5mm などのリング状)を挙げることができよう。また、掴み部と試料との距離の把握方法については、後述()のアナログ電気回路による方法などの検討を開始した。

(1-2) 物理的性質、強度、化学分析手法及び試料作製手法の開発(最適化と機器の検討)II(都城高専)

1) 目的

本研究は、炉内等から採取したサンプルの大きさ(分布)、形状、微小領域元素分布、化学組成、微小領域強度分布など、革新性を持ち合わせる性状分析手法の技術開発と最適化、そして性状分析用の試料作製法(切断、研磨など)と機器要素の開発を最終目標としている。そこで本年度は、福島高専 實川教授の協力によってジルコニア焼結体のミリメートルオーダーのサンプルの提供を受け、準静的三点曲げ試験を実施した。ジルコニア焼結体は炉内デブリを想定して選択した。今後、ジルコニア焼結体を本事業に応用展開するためのサンプルとして位置づけ、本研究で用いた試験装置で力学評価が可能かの検討も目的のひとつとして行った。

2) ジルコニア焼結体の曲げ試験による力学特性評価

小型卓上試験機(島津製作所製, EZ-SX, 容量 500N)を用いて、平成 28 年度に本事業で購入した試験治具を使用しジルコニア焼結体の三点曲げ試験を実施した。荷重および変位の測定は、

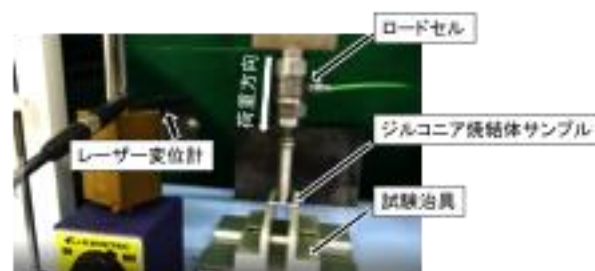


図 3.1.2-2 三点曲げ試験のシステム

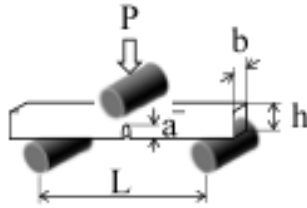


図 3.1.2-3 切欠き付き三点曲げ試験片の形状および各部寸法の記号

それぞれ試験機ロードセルおよびレーザー変位計を用いて行った。曲げ試験の初期負荷速度 V は試験片の各部寸法のばらつきを考慮し、ひずみ速度 $\dot{\varepsilon} = 1\%/min$ となるよう、三点曲げ試験から得られる式(1)のたわみ y に時間成分を考慮した式(2)に変換して決定し、 $V=0.16mm/min$ とした。

$$y = \frac{\varepsilon L^2}{6h} \quad (1)$$

$$V = \frac{\dot{\varepsilon} L^2}{6h} \quad (2)$$

ここで ε は曲げひずみ、 L は試験片スパン長さ (12mm)、 h は試験片高さ (1.5mm) である。

表 3.1.2-1 は、ジルコニア焼結体の焼結温度と曲げ試験片の各部寸法の実測値を示したものである。外形測定はマイクロメータ、切欠き底からのリガメント長さの測定はデジタルマイクロスコープを用いた。図 3.1.2-3 に曲げ試験片の形状と各部寸法の記号を示す。

曲げ強度 $\sigma_{b, \max}$ は曲げ荷重-変位線図から得られる最大荷重 P_{\max} を用いて、式(3)より求めた。なお、ここでの曲げ強度 $\sigma_{b, \max}$ は切欠き強度であることに留意されたい。

表 3.1.2-1 ジルコニア焼結体の焼結温度と曲げ試験片の各部寸法 (実測値 [mm]) および曲げ強度と破壊靱性

焼結温度	Tg	1200°C	1400°C	1500°C	1600°C
全長		19.85	20.1	19.9	19.1
幅 b		0.947	0.833	0.772	1.185
厚さ h		1.509	1.475	1.502	1.079
リガメント R		1.048	0.953	1.084	0.533
切欠き幅 W		1.257	0.579	1.018	0.413
切欠き深 a (=h-R)		0.461	0.522	0.418	0.546
スパン長さ L		12	12	12	12
曲げ強度 (MP a)	σ_b	21.2	98.5	102.6	113.7
破壊靱性 (MP a√m)	K_{Ic}	0.84	4.3	3.8	5.6

$$\sigma_{b,m} = \frac{3P_m L_a}{a \times 2bh^2} \quad (3)$$

次に、Brown と Swawley が示した係数 Y (式(5)^{2),3)}に対する解を用いて、式(4)より破壊靱性 K_c を求めた。なお、本研究では疲労予き裂を導入した試験片を用いておらず、破壊靱性 K_c は厳密な小規模降伏におけるき裂発生開始靱性を示すものではない。

$$K_c = \sigma a^{1/2} Y = \frac{3PL}{2bh^2} a^{1/2} Y \quad (4)$$

$$Y = A_0 - A_1 \left(\frac{a}{h}\right) + A_2 \left(\frac{a}{h}\right)^2 - A_3 \left(\frac{a}{h}\right)^3 + A_4 \left(\frac{a}{h}\right)^4 \quad (5)$$

ここで破壊荷重 P は便宜的に最大荷重 P_{max} とした。試験はいずれも各焼結温度に対して 1 ヶのサンプルを準備し、すべて室温・大気中で実施した。

図 3.1.2-4 は 1200°C、1400°C、1500°C および 1600°C で焼結したジルコニア焼結体の曲げ荷重－変位線図である。負荷初期段階から線形的な弾性コンプライアンス挙動を示した後、一気に破断した。いずれも降伏挙動を呈することなく、最大荷重 P_{max} に達して破断した。図 3.1.2-5 に曲げ強度 $\sigma_{b,max}$ 、図 3.1.2-6 に破壊靱性 K_c を示し、表 1 に各データを記した。概して、焼結温度が高くなるにつれて、曲げ強度および破壊靱性は向上する傾向を示した。なお、これらの各焼結温度の強度評価値は試験片 1 ヶのみによる評価であることに注意を要する。

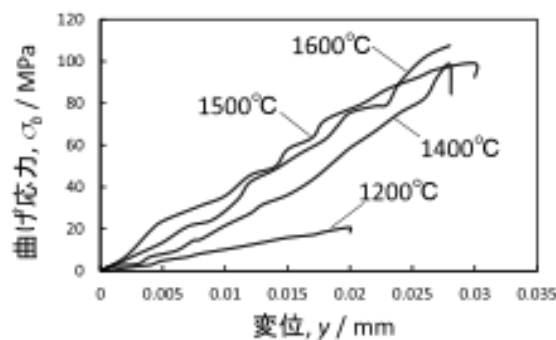


図 3.1.2-4 各焼結温度におけるジルコニア焼結体の三点曲げ荷重－変位線図

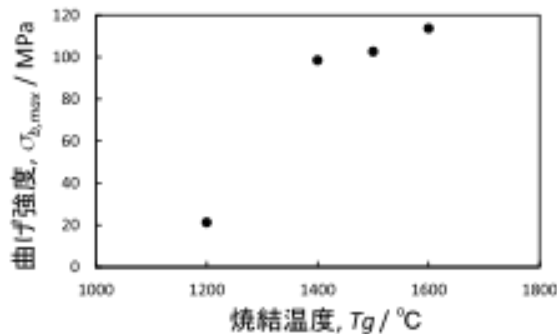


図 3.1.2-5 各焼結温度におけるジルコニア焼結体の曲げ強度 $\sigma_{b,max}$

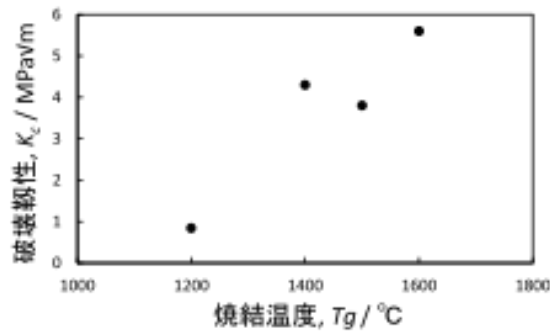


図 3.1.2-6 各焼結温度におけるジルコニア焼結体の破壊靱性 K_c 。

以上、表 3.1.2-1 に示すオーダーでの微小な切欠き付き三点曲げ試験片の力学的特性評価を精度良く実施できる試験評価システムを構築することができたと考えている。今後、海水中で炉内デブリを採取することを仮定して、曲げ試験治具を海水に浸漬できるように工夫したシステムを構築したい。そして本事業が求める各種データの測定に寄与できるよう継続して準備を進めたい。更に各種力学特性のデータバンクを構築し集約する総合評価センター的な役割を引き受け、本事業に貢献したい。

(参考文献)

- 1) JIS K7171 プラスチックー曲げ特性の試験方法：日本規格協会，JIS ハンドブック 26, p. 419, 2014.
- 2) W.F. Brown Jr. and J.E. Srawley, Plane Strain Crack Toughness Testing of High Strength Metallic Materials : ASTM STP-410, Am. Soc. Testing Mats., 1967.
- 3) 松野外男, 若井史博, 岡田正見, 奥田博, 高強度セラミックスのノッチドビーム法による破壊靱性：窯業協会誌, Vol. 90, pp. 227-234, 1982. (2) ホットラボでの機器動作の試行 (再委託先：JAEA)

ホットラボでの機器動作の解析、機器動作の改良などの検討を行う過程で、機器のメンテナンスの重要性が指摘され、高度な機能を与えるために耐放射線性を犠牲にする方向を選択するよりも、機器の Robustness に注目して改良を優先することになり、これを考慮した対象機器として、下図に示す「トング」の機能付加などの検討を進めることになった。

「トング」は、ホットセルの壁面にマニピュレーターと並べて設置され、マニピュレーターの補助的作業などを行うための機器である。通常は、ロッドが届く範囲にある試料や器具などを掴む作業に用いられるが、動作範囲や動作の種類が限られるため、これへの機能の付加を検討する。例えば、試料を収納したバイアルの保持、遮蔽壁の近傍の機器への試料の脱着などに利用されることが多いが、これまでよりも細かい作業が可能となるよう、細い「指」(ピンセットなど)が容易に装着できるようにすること、或いは、機器とトングの先端の距離を把握しやすくする機器(図 3.1.2-7 参照)の開発をターゲットに検討を加えることになり評価を開始した。また、これを進めるために、JAEA の大洗工学センターのホットラボに福島高専の学生の受入れと実習を行った。

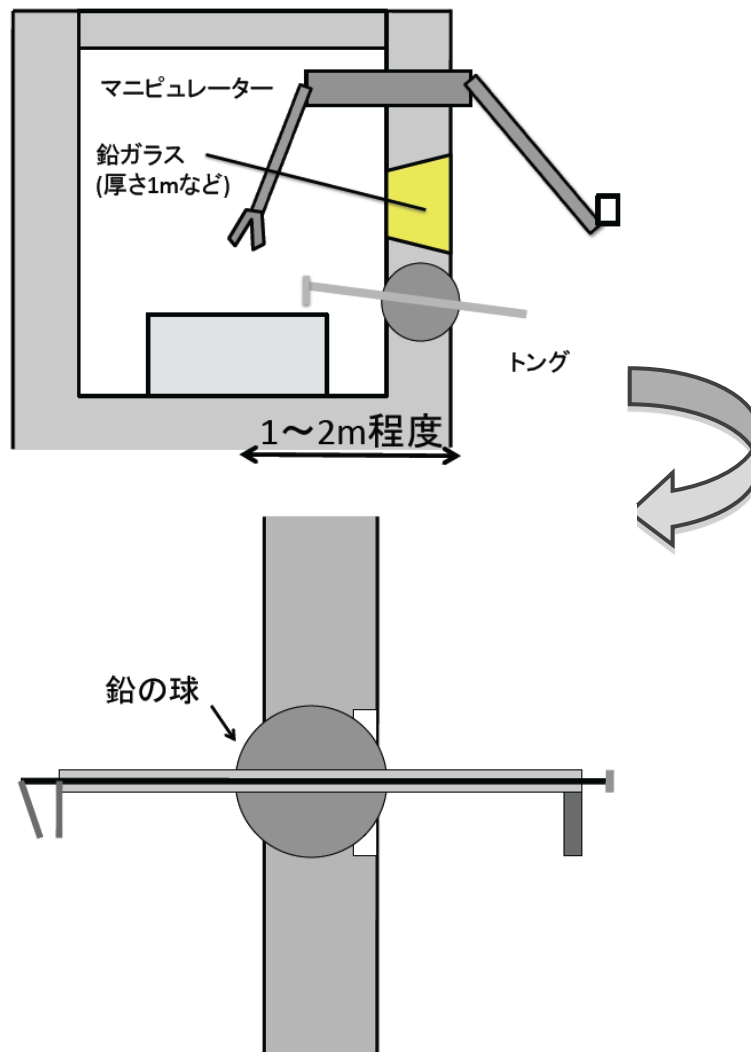


図 3.1.2-7 ホットセルの簡単な遠隔操作装置である「トング」の概要

3.1.3 廃棄物の貯蔵と処分の手法検討（鶴岡高専、熊本高専、福島高専など）

(1) セシウム吸着ゼオライト固化体の熱的特性評価

(1-1) セシウム吸着ゼオライト固化体の熱的特性評価（鶴岡高専）

1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所におけるメルトダウンした炉心の冷却過程で大量の高放射性汚染水が発生している。汚染水には強いガンマ線を放出する核分裂生成物のセシウムが溶解している。保守点検等に欠かせない廃液貯蔵タンク周囲のガンマ線線量率を下げるために、粒子状ゼオライト吸着塔を用いたセシウム除去が行われている。その結果、放射性廃棄物である粒子状のセシウム吸着ゼオライトが発生している。現在、セシウム吸着塔容器ごと貯蔵冷却中である。この廃棄物は、通常の低レベルの廃棄物とは異なり高放射性であるとともに発熱性廃棄物である。

この廃棄物は、最終的にガラス固化や、線量率が低下した長期貯蔵後の時点でセメント固化し一定期間さらに貯蔵したのち地層処分するなどの選択肢は考えられるものの、現在のところ、処

理と処分について具体的な対応方針は定まっていない。

汚染水は、セシウム除去後に塩分を除き、高放射性汚染水はタンクに貯蔵されている。この汚染水には、ストロンチウム-90をはじめとする放射性物質が高濃度で含まれるため、多核種除去設備 ALPS で炭酸塩としてストロンチウム 90 等を沈殿させ分離させたうえで、高性能容器 (High Integrity Container, HIC) に収納して、一時保管施設で貯蔵されている。また、近い将来にデブリ回収工程から発生する廃棄物は、これまでとは異なる粉末状や微粒子状や塊状の高放射性のものであるが、この廃棄物対策が検討される必要がある。セシウム吸着ゼオライト、ALPS で発生した炭酸塩等の廃棄物、燃料デブリと回収に伴って発生する廃棄物はいずれも

①強い放射線を放出する発熱性廃棄物で粉末状や微粒子状や塊状の廃棄物である。

②熱放出率の観点から、これまでの高レベル廃棄物と地層処分対象発熱性廃棄物 (たとえばハル・エンドピース) の間に属する発熱性廃棄物の範疇に属する。このため、廃棄物の分類について、また固化形態について処分概念を考えながら新たな検討が必要である。

③粉末状や微粒子状や塊状の発熱性廃棄物は、貯蔵時に空隙が多く存在し、この中に空気が含まれることから見かけの熱伝導率が極めて低い。貯蔵中の温度上昇や貯蔵容器のサイズ、化学的に安定な固化形態と最終処分を決めるうえで配慮が必要である。

研究開発の進展に伴って適宜変更が求められる可能性があるものの、endpoint, endstate については常に選択肢を用意して、様々な側面から検討し、貯蔵や処分のあり方を絞り込むことが重要である。すなわち、安定貯蔵、最終処分の安全確保の観点から、どこに重点を置いて endstate に向き合うか、選択肢について安全評価を行いながら検討する必要がある。

2) ゼオライトのセシウム吸着挙動について

ゼオライトは結晶性アルミノ珪酸塩の総称であり、 SiO_4 あるいは AlO_4 の四面体構造が規則正しくつながり多孔質性結晶を形成する。細孔の直径が通常 0.2~1.0 nm 程度となり、それとほぼ同じ大きさの分子またはイオンが選択的にその細孔内に吸着される。また吸着は溶液の pH の影響を受けると考えられる。今回使用したゼオライト (β 型、Y 型、ZSM-5 型) に対するセシウムイオンの吸着率を比較した。

3) 実験

東ソー製ゼオライト (β 型、Y 型、ZSM-5 型、粒径 6~10 μm) を使用した。セシウム標準液 (関東化学工業株、塩化セシウム、Cs:1,000 mg/L) を希釈し Cs 濃度 50mg/L に調整した。pH の調整には、0.1N 塩酸及び 0.1N 水酸化ナトリウム水溶液を適量混合して (pH2~12) 行った。50mg/L 溶液を 50mL とり共栓付き三角フラスコに入れ pH 調整した後、ゼオライト試料 0.5 g を添加した。25°Cに設定した恒温槽にフラスコを設置し、時々降り混ぜながら 2 時間吸着を行った。試料液をろ過し、ろ液の Cs 濃度を原子吸光光度計 (日立ハイテック Z-5010) で測定した。吸着率の計算は、

$$\text{吸着率 (\%)} = 100 \times \{ \text{吸着前 Cs 濃度 } C_0 \text{ (mg/L)} - \text{吸着後 Cs 濃度 } C \text{ (mg/L)} \} / C_0$$

によって行った。

4) 結果

吸着率の結果を図 3.1.3-1 に示す。ゼオライトの種類では Y 型 < β 型 < ZSM-5 型の順に吸着率は高くなる傾向であった。ゼオライトの種類によって吸着率が異なった原因としては、ゼオライトの細孔の大きさに関係していると考えられる。同社のカタログによると細孔サイズは Y 型 : 9 Å、 β 型 6.5 Å、ZSM-5 型 : 5.8 Å であった。よって細孔サイズとセシウム水和物イオンとの大きさが吸着に影響していると考え、本系では細孔の小さかった ZSM-5 型が吸着には有利であったと思われる。また、同図では pH 変化による吸着率の推移も示している。pH が 2.1 と低い(酸性側)領域では吸着率は概して低い値であった。pH が 7.8(中性)、11.7 (アルカリ性側)へと推移するにつれ吸着率は増える傾向にあった。酸性側ではセシウムイオンは水和状態が安定であるために吸着する傾向が低く、中性、アルカリ性へと変わるにつれセシウムイオンは次第に脱水和状態へと変化し吸着に適していたためと思われる。吸着率の向上を図るために ZSM-5 型についてシリカ/アルミナ比の変更を行った。シリカ/アルミナ比とは SiO_4 と AlO_4 の割合を示したものであり、高い比ほどゼオライト表面が疎水性の性質になるため水溶液での使用では十分吸着が行われない可能性があると考えた。図 3.1.3-2 で示した ZSM-5 のシリカ/アルミナ比は 1500 であった。そこで、40 および 24 の値を有する試料についても吸着実験を行った。その結果を図 3-4-2 に示す。シリカ/アルミナ比が低下すると吸着率は若干ではあるが 46 から 55%へと増加した。

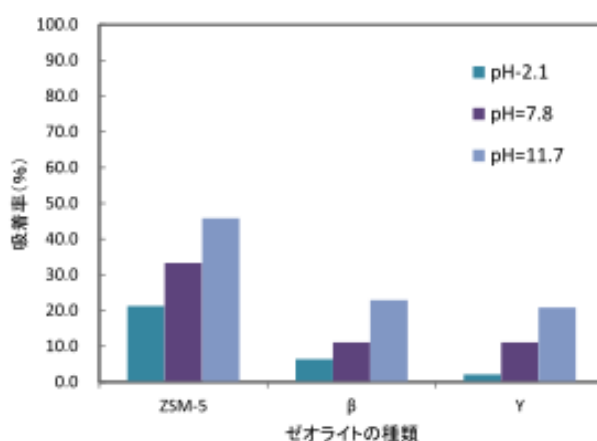


図 3.1.3-1 ゼオライトによる吸着試験結果

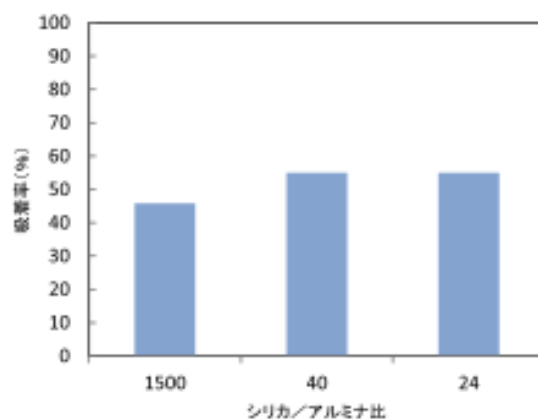


図 3.1.3-2 異なるシリカ/アルミナ比を有する ZSM-5 型ゼオライトの吸着結果

5) 結論

細孔の小さい ZSM-5 型ゼオライトは用いたの中で吸着率は高かった。pH の高いほど吸着率は増加した。シリカ／アルミナ比が小さいゼオライトの吸着には有利であった。
今後さらに高い吸着率を実現するためには最高小さいゼオライトの使用が有望である。

(1-2) セシウム吸着ゼオライト固化体等の熱的特性評価のための予備的検討（熊本高専）

東京電力福島第一原子力発電所におけるメルトダウンした炉心の冷却過程で大量の高放射性汚染水が発生している。汚染水には強いガンマ線を放出する核分裂生成物のセシウムが溶解している。保守点検等に欠かせない廃液貯蔵タンク周囲のガンマ線線量率を下げるために、粒子状ゼオライト吸着塔を用いたセシウム除去が行われている。その結果、放射性廃棄物である粒子状のセシウム吸着ゼオライトが発生している。現在、セシウム吸着塔容器ごと貯蔵冷却中である。この廃棄物は、通常の低レベルの廃棄物とは異なり高放射性であるとともに発熱性廃棄物である。本研究では、福島第一原発からの発熱性廃棄物の貯蔵処分検討の一環として、セシウム吸着ゼオライトの固化体を例に取り、計算コードを用いて固化体の発熱を含む熱的特性を評価することを目的とする。そのために、今年度は、信頼性のある計算コードを導入し、計算環境の整備や、テスト計算等によりコードの利用法に慣れることを目標とする。

まず、RIST（高度情報科学技術研究機構）より、同位体生成消滅計算コード「ORIGEN2.2-UPJ」[1]を入手した。「ORIGEN2.2-UPJ」コードは汎用標準核データライブラリーJENDL-3.2及びJENDL-3.3に基づくORIGEN2用断面積ライブラリー完全化版と改良されたORIGENコードである。以下では、単にORIGEN2コードと呼ぶ。なお、計算は、Linux（Vine6.2.1）環境で行なう。ORIGEN2コードでは、空間を0次元、エネルギーについては1群で扱われる。原子炉の運転に伴ない生成、消滅する核種の時間変化を以下の燃焼方程式によって計算される。

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i) X_i \quad (1)$$

ここで、

X_i 核種 i の原子個数密度

λ_i 核種 i の放射性崩壊定数

σ_i 核種 i の中性子吸収断面積

l_{ij} 核種 j が放射性崩壊を起して、核種 i が生成される比率

f_{ik} 核種 k が中性子吸収を起して、核種 i が生成される比率

φ 短い時間ステップにおいて一定と仮定される中性子束

である。コード内では、(1)の連立常微分方程式が MatrixExponential 法によって解かれる。
今回のテスト計算は、RIST の Web サイト [2] で公開されている以下の 2 ケースで行った。

(ケース 1) PWR 使用済ウラン燃料中に含まれる元素

- ・ 計算条件：平均燃焼度=33000MWd/t, 平均出力=30MW/t, 燃料取り出し後 150 日経過時点。
- ・ 評価量：新燃料のウラン 1 トン当たりの重量 (g/t) , 放射能 (Ci/t) , 発熱 (W/t)。

(ケース 2) 放射性核分裂生成物の減衰

- ・ 計算条件：照射時間=2 年, 中性子強度= 10^{13} n/cm²・s。
- ・ 評価量：放射能の時間変化。

表 3.1.3-1 に文献[2]にある (ケース 1) のデータを示す。平均燃焼度 33000MWd/t, 平均出力 30MW/t で運転したあと, 燃料取り出し 150 日経過時点での PWR 使用済ウラン燃料中に含まれるアクチノイド, 核分裂生成物の元素毎の, 新燃料のウラン 1 トン当たりの重量, 放射能, 発熱量が示される。同様の条件下で ORIGEN2 コードで計算した。計算結果のうち, 発熱量についての比較結果を表 3.1.3-2, 計算に用いた入力データを表 3.1.3-3 に示す。断面積ライブラリには PWR41J33 を使用した。PWR41J33 は, 60GWd/tHM 以下の燃焼度の 17 x 17 の PWR 型燃料に対して評価された 1 群断面積である。

表 3.1.3-2 よりわかるように, 元素毎で多少の差異があり総量では今回の計算が 4%程度の過小評価になっているが, 概ね適切な結果となっていると思われる。ウラン 1 トン当たりの発熱は 17.9kW であり, 核分裂生成物の寄与が 95%程度, 残りがアクチノイドによるものとなっている。重量, 放射能についての計算結果も発熱の場合と同様に表 1 とほぼ同程度の値となった。

次に (ケース 2) の場合を示す。計算条件として中性子強度 10^{13} n/cm²・s で照射時間 2 年, その後の放射能の元素毎の減衰の様子を図 3.1.3-3 に示す (文献[2])。図 3.1.3-4 に ORIGEN2 による計算結果を示す。これらの図を比較すると元素毎の時間的な振る舞いについて, ほぼ妥当な計算ができていることがわかる。

今年度の予備的テスト計算により, ORIGEN2 によりでの計算法や出力は理解できた。次年度は, JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット「ORLIBJ40」[3]を用いた計算, 文献[4]の福島第一原子力発電所の燃料の振る舞いを模した計算, セシウム吸着ゼオライト, その他の候補材を対象とした計算などを計画している。

表 3. 1. 3-1 PWR の使用済ウラン燃料中に含まれる元素[2]

	g/t	Bq/t(Ci/t)	W/t		g/t	Bq/t(Ci/t)	W/t
アクチノイド				パラジウム			
ウラン	9.54×10^5	$1.50 \times 10^{11}(4.05)$	4.18×10^{-2}	銀	8.49×10^2	0(0)	0
ネプツニウム	7.49×10^2	$6.70 \times 10^{11}(1.81 \times 10^1)$	5.20×10^{-2}	カドミウム	4.21×10^1	$1.02 \times 10^{14}(2.75 \times 10^5)$	4.16×10^1
プルトニウム	9.03×10^3	$4.00 \times 10^{15}(1.08 \times 10^5)$	1.52×10^{-2}	インジウム	4.75×10^1	$2.20 \times 10^{12}(5.95 \times 10^1)$	2.13×10^{-1}
アメリシウム	1.40×10^2	$6.96 \times 10^{13}(1.88 \times 10^2)$	6.11	スズ	1.09	$1.32 \times 10^{10}(3.57 \times 10^1)$	1.04×10^{-3}
キュリウム	4.70×10^{-1}	$6.99 \times 10^{14}(1.89 \times 10^4)$	6.90×10^{-2}	アンチモン	3.28×10^1	$1.42 \times 10^{15}(3.85 \times 10^4)$	1.56×10^2
小計	9.64×10^5	$4.70 \times 10^{15}(1.27 \times 10^5)$	8.48×10^{-2}	テルル	1.36×10^1	$2.95 \times 10^{14}(7.96 \times 10^3)$	2.74×10^1
核分裂生成物				ヨウ素			
トリチウム	7.17×10^{-2}	$2.55 \times 10^{13}(6.90 \times 10^2)$	2.45×10^{-2}	セシウム	4.85×10^2	$4.96 \times 10^{14}(1.34 \times 10^4)$	1.66×10^1
セレン	4.87×10^1	$1.47 \times 10^{10}(3.96 \times 10^1)$	1.50×10^{-4}	バリウム	2.12×10^2	$8.21 \times 10^{10}(2.22)$	8.98×10^{-3}
臭素	1.38×10^1	0(0)	0	ランタン	4.87×10^3	$1.15 \times 10^{11}(3.12)$	3.04×10^{-3}
クリプトン	3.60×10^2	$4.07 \times 10^{14}(1.10 \times 10^4)$	6.85×10^1	セリウム	2.40×10^3	$1.19 \times 10^{15}(3.21 \times 10^5)$	2.42×10^3
ルビジウム	3.23×10^2	$7.03 \times 10^{12}(1.90 \times 10^2)$	0	プラセオジム	1.20×10^3	$3.70 \times 10^{15}(1.00 \times 10^5)$	3.93×10^2
ストロンチウム	8.68×10^2	$6.44 \times 10^{15}(1.74 \times 10^5)$	4.50×10^2	ネオジム	1.14×10^3	$1.82 \times 10^{13}(4.92 \times 10^2)$	8.16
イットリウム	4.53×10^2	$8.81 \times 10^{15}(2.38 \times 10^5)$	1.05×10^3	プロメチウム	2.47×10^3	$3.06 \times 10^{15}(8.27 \times 10^5)$	7.87×10^2
ジルコニウム	3.42×10^3	$1.02 \times 10^{16}(2.77 \times 10^5)$	1.45×10^3	サマリウム	1.09×10^3	$2.85 \times 10^{15}(7.71 \times 10^5)$	5.73×10^3
ニオブ	1.16×10^1	$1.93 \times 10^{16}(5.21 \times 10^5)$	2.50×10^3	ユーロピウム	3.51×10^3	$3.50 \times 10^{12}(9.47 \times 10^1)$	2.65×10^{-1}
モリブデン	3.09×10^3	0(0)	0	テルビウム	1.10×10^2	$3.70 \times 10^{15}(1.00 \times 10^5)$	9.17×10^1
テクネチウム	7.52×10^2	$5.29 \times 10^{11}(1.43 \times 10^1)$	9.67×10^{-3}	ジスプロシウム	6.96×10^2	$4.63 \times 10^{13}(1.25 \times 10^3)$	2.18
ルテニウム	1.90×10^3	$1.85 \times 10^{16}(4.99 \times 10^5)$	3.13×10^2	ホウ素	1.26×10^2	$5.00 \times 10^{13}(1.35 \times 10^3)$	7.19×10^1
ロジウム	3.19×10^2	$1.85 \times 10^{16}(4.99 \times 10^5)$	3.99×10^3	ガドリニウム	6.29×10^1	$8.58 \times 10^{11}(2.32 \times 10^1)$	3.34×10^{-2}
小計	3.09×10^4	$1.55 \times 10^{17}(4.18 \times 10^6)$	1.96×10^4	テルビウム	1.25	$1.11 \times 10^{13}(3.02 \times 10^2)$	2.54
合計	9.95×10^5	$1.59 \times 10^{17}(4.31 \times 10^6)$	2.04×10^4	小計	6.28×10^{-1}	0(0)	0
				合計	3.09×10^4	$1.55 \times 10^{17}(4.18 \times 10^6)$	1.96×10^4
				合計	9.95×10^5	$1.59 \times 10^{17}(4.31 \times 10^6)$	2.04×10^4

表 3. 1. 3-2 発熱量の計算結果と文献[2]の比較

		今回の計算	参考[2]			今回の計算	参考[2]
		W/t	W/t			W/t	W/t
アクチノイド				核分裂生成物			
U	ウラン	2.40E-02	4.18E-02	Ag	銀	4.29E+01	4.16E+01
Np	ネプツニウム	3.88E-02	5.20E-02	Cd	カドミウム	1.71E-01	2.13E-01
Pu	プルトニウム	1.04E+02	1.52E+02	Sn	スズ	8.71E-01	1.56E+02
Am	アメリシウム	8.35E+00	6.11E+00	Sb	アンチモン	2.34E+01	2.74E+01
Cm	キュリウム	7.97E+02	6.90E+02	Te	テルル	1.09E+01	1.66E+01
	小計	9.10E+02	8.48E+02	Cs	セシウム	1.40E+03	2.42E+03
核分裂生成物				La	ランタン	8.01E+00	8.16E+00
Kr	クリプトン	1.89E+01	6.85E+01	Ce	セリウム	5.76E+02	7.87E+02
Sr	ストロンチウム	4.26E+02	4.50E+02	Pr	プラセオジム	5.54E+03	5.73E+03
Y	イットリウム	1.03E+03	1.05E+03	Pm	プロメチウム	8.35E+01	9.71E+01
Zr	ジルコニウム	1.34E+03	1.45E+03	Eu	ユーロピウム	4.82E+01	7.19E+01
Nb	ニオブ	2.43E+03	2.50E+03	Tb	テルビウム	1.22E+00	2.54E+00
Ru	ルテニウム	3.20E+02	3.13E+02		小計	1.70E+04	1.96E+04
Rh	ロジウム	3.36E+03	3.99E+03		合計	1.79E+04	2.04E+04

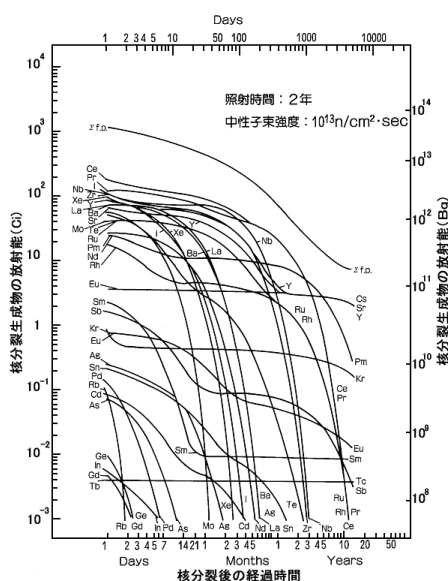


図 3. 1. 3-3 放射性核分裂生成物の減衰[2]

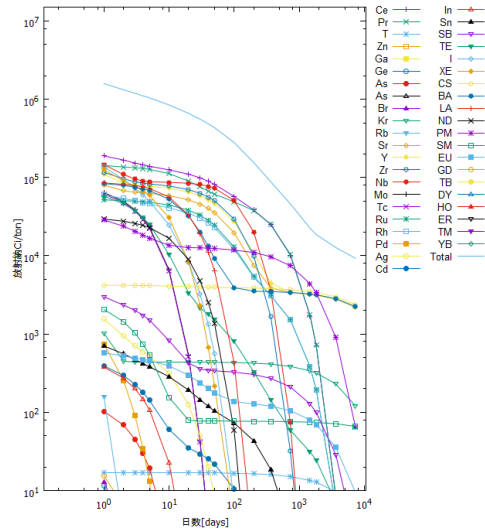


図 3. 1. 3-4 ORIGEN2 での計算結果

表 3. 1. 3-3 表 3. 1. 3-2 の計算に用いた ORIGEN 2 の入力データ

```

-1
-1
-1
RDA      -1 = FRESH FUEL ( 1 MTU )
CUT      -1
LIP      0 0 0
LPU      -1
RDA      DECAY LIB          XSECT LIB  VER. XSECT
LIB      0  1 2 3  753 754 755  9  3  0  1  96
RDA      PHOTON LTB
PHO      101 102 103  10
TIT      INITIAL COMPOSITIONS OF UNIT AMOUNTS OF FUEL
RDA      READ FUEL COMPOSITIONS
RDA      FRESH FUEL          (1.0 KG-U  CONTAINING)
INP      -1  1  -1  -1  1  1
TIT      IRRADIATION
MOV      -1  1  0  1000.0  U  1000.0  KG  (UO2 1134.5 KG)
HED      1  CHARGE
BUP
IRP      100.0  30.0  1  2  4  2  BURN UP  3000.0MWD/T
IRP      200.0  30.0  2  3  4  0  BURN UP  6000.0MWD/T
IRP      300.0  30.0  3  4  4  0  BURN UP  9000.0MWD/T
IRP      400.0  30.0  4  5  4  0  BURN UP  12000.0MWD/T
IRP      500.0  30.0  5  6  4  0  BURN UP  15000.0MWD/T
IRP      600.0  30.0  6  7  4  0  BURN UP  18000.0MWD/T
IRP      700.0  30.0  7  8  4  0  BURN UP  21000.0MWD/T
IRP      800.0  30.0  8  9  4  0  BURN UP  24000.0MWD/T
IRP      900.0  30.0  9  10  4  0  BURN UP  22909.1MWD/T
IRP      1000.0  30.0  10  11  4  0  BURN UP  25454.5MWD/T
IRP      1100.0  30.0  11  12  4  0  BURN UP  28000.0MWD/T
BUP
OPTL     8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8
OPTA     8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8
OPTF     8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8
OUT      12  1  -1  0
MOV      12  2  0  1.0
TIT      COOLING STEP PWR
HED      2  DISCHARGE
DEC      1.0  2  3  4  4
DEC      5.0  3  4  4  0
DEC      10.0  4  5  4  0
DEC      30.0  5  6  4  0
DEC      50.0  6  7  4  0
DEC      70.0  7  8  4  0
DEC      90.0  8  9  4  0
DEC      110.0  9  10  4  0
DEC      130.0  10  11  4  0
DEC      150.0  11  12  4  0
OPTL     8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8
OPTA     8 8 8 8 4  8 4 8 4 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8 8  8 8 8 8
  
```

参考文献

- [1]. ZZ ORIGEN2.2-UPJ, <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1642>, OECD Nuclear Energy Agency(2006).
- [2]. 軽水炉の使用済燃料
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=04-07-01-02, 高度情報科学技術研究機構 Web サイト.
- [3]. 奥村 啓介 ほか, JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット: ORLIBJ40, JAEA-Data/Code 2012-032(2012).
- [4]. 西原 健司, 岩元 大樹, 須山 賢也, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, JAEA-Data/Code 2012-018(2012).

(2) 発熱性廃棄物のセメント固化技術開発 (八戸高専)

1) 背景・目的

現在、福島第一原子力発電所において炉心冷却により発生する放射性汚染水は、放射性セシウム（以下、Cs）をゼオライトに吸着することで前処理されている。Cs は発生量と被ばく線量低減の観点から最重要な核種の一つであり、合わせて崩壊熱による発熱性が高いことが知られている。Cs を吸着したゼオライトは発熱性の低減が見込める期間に亘って、最終処分における段階管理を含む中間管理される必要がある。したがって、中間管理としては化学的、物理的安定性に加え、経済性にも優れることが望ましい。そこで、セメント固化技術は製作性や経済性に優れていることから、放射性廃棄物安定化方法として選択肢の一つとされている。

本研究では、簡易な充填性試験によりセメント固化材の配合を検討した後、人工ゼオライト¹⁾を混入した供試体を作製し、各種コンクリート試験によってその物性を評価した。

2) 試験概要

実際の固化体製作は高放射線環境で行われることから、極力簡便な方法が望ましい。そこで本研究では、自然落下したゼオライトの隙間にセメントミルクを自己充填する手法を想定している。

セメント固化体の配合検討から各種試験までのフローを図 3.1.3-5 に示す。セメント固化材を作製するにあたっては、以下のことを考慮して材料や作製方法が決定される必要がある。

- 1) 発熱により、セメントの水和に必要な水が時間と共に減少する可能性があること
- 2) 硬化後の余剰水は放射化に伴う水素ガス発生量を増加させること
- 3) 長期的には、溶解度が低い緻密な固化体となる必要があること
- 4) 自己充填による充填性が高い固化材であること

これらを考慮した上で、簡易な充填性試験を行った結果から、HPC-FA 系結合材（早強ポルトランドセメントにフライアッシュを混合したセメント系材料）を用いた配合に決定した。配合を表 3.1.3-4 に示す。その後、上記の配合により人工ゼオライト中への自己充填によって供試体を作製し、力学的試験と物質透過性、空隙構造の測定を行った。

表 3. 1. 3-4 配合表

W/B (%)	W/P (%)	LS/B (%)	単体量 (kg/m ³)				
			W	粉体P			SP (P × %)
				結合材B		LS	
				HPC	FA		
40	27.1	47.8	416	685	353	496	1.8
50	33.8	47.8	470	620	320	449	1.8
60	40.6	47.8	515	566	292	410	1.8

HPC: 早強ポルトランドセメント, FA: フライアッシュセメント,
LS: 石灰石微粉末 SP: 高性能 AF 減水剤

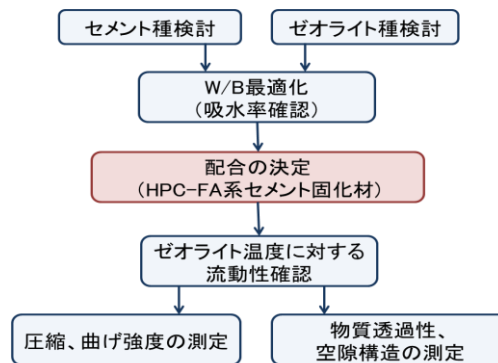


図 3. 1. 3-5 試験内容

3) 充填性試験

(i) 実験概要

配合は、低レベル放射性廃棄物の人工バリアに用いられている低拡散性のモルタルの知見[1]を参考に、セメント、フライアッシュおよび石灰石微粉末の割合を設定した。配合を表 3. 1. 3-5 に示す。充てん材は、モルタルミキサーにより、粉体のみで 1 分間の空練りをした後、水、混和剤を加え、さらに 3 分間練り混ぜたものを用いた。充てん性確認のため、流し込む際には、30 秒間で 1L を目安とした。

(ii) 実験結果

セメント種、ゼオライト種検討において、OPC-FA 系充てん材 W/B=60%、天然ゼオライト 温度 20℃を用いた実験では、充てんできなかつた。W/B=60%以上では、一般に分離が懸念され、強度発現が期待できないため、自己充てんは難しいと考えた。天然ゼオライトのように吸水率が非常に高いものは、予め、ミキシングをする必要があると考えられる。今後も、最適化に向けて検討していきたい。

一方、W/B 最適化の結果、石灰砕石は W/B が 40%以上、人工ゼオライトは W/B が 50%以上で充てんできることが分かった。これらの結果より、ゼオライトの吸水率によっては、自己充てんの可能性があると考えた。

最適化した充てん材 (HPC-FA セメントミルク) でのゼオライト温度に対する充てん性確認結果を表 3. 1. 3-6 に、充てん性確認状況を表 3. 1. 3-6 に示す。石灰砕石は温度影響を受けやすく、温度が高いほど流動性が高くなることが分かった。

表 3.1.3-5 配合表

W/B (%)	W/P (%)	単用量(kg/m ³)				SP (P×%)
		W	粉体P		LS	
			結合材B			
			HPC	FA		
60	40.6	515	566	292	410	1.8

HPC: 早強ポルトランドセメント, FA: フライアッシュ,
LS: 石灰石微粉末, SP: 高性能 AE 減水剤

以上の結果より、自己充てんの可能性の高い人工ゼオライトを対象とし、水頭差 1 m の有無、ゼオライト温度に対する流動性の確認を行った。図 3.1.3-7、図 3.1.3-8、図 3.1.3-9 では、容器に充てん材を流し込んでから到達点に達するまでの時間を到達時間、液面が静止するまでの時間を充てん時間としている。以上より、水頭圧力有、W/B=60%、ゼオライト温度 50℃であるとき、最も充てん性が高い結果となった。

表 3.1.3-6 温度に対する充てん性

	20℃	50℃	80℃
石灰碎石	×	×	○
天然ゼオライト	×	×	×
人工ゼオライト	○	○	○

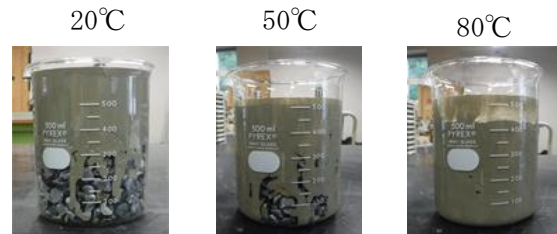


図 3.1.3-6 充てん性確認状況 (石灰碎石)

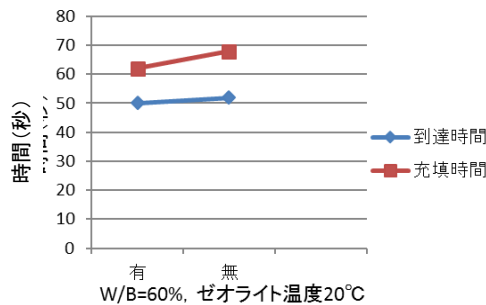


図 3.1.3-7 流動性試験 (水頭圧力の有無)

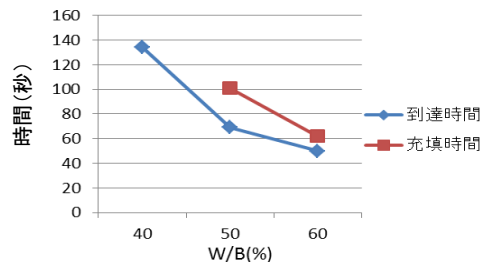


図 3.1.3-8 流動性試験 (W/B の影響)

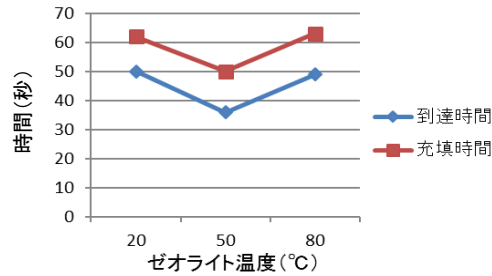


図 3. 1. 3-9 流動性試験 (ゼオライト温度の影響)

4) 力学試験

(i) 実験概要

供試体は、水による放射化分解を低減するため、セメントは早強ポルトランドセメント、混和剤は流動性を確保するため高性能 AE 減水剤を用いた。充てん材の自己充填と強度を考慮し、W/B は 60%とした。

型枠内にゼオライトを自由落下させたのち、表 3. 1. 3-5 の配合のセメントミルクで自己充填させる。供試体を図 3. 1. 3-10 に示す。打設 1 日後脱型し、外部からの水を遮断するためセメント固化体にエポキシ樹脂をコーティングする。その後 20°C、50°C、80°C の恒温槽でセメント固化体を硬化させる。恒温期間 3 日、7 日、30 日のセメント固化体の圧縮強度を測定する。強度試験では充填性に優れた供試体を 2 個ずつ試験し平均することで、試験結果に及ぼす誤差を出来る限り小さくした。



図 3. 1. 3-10 強度試験用供試体

(ii) 実験結果

図 3. 1. 3-11、図 3. 1. 3-12 に曲げ強度と圧縮強度の試験結果を示す。曲げ強度はエポキシ樹脂の強度が影響したことなどから、十分な傾向が得られなかった。圧縮強度は養生期間 3 日の初期強度に関して、硬化時の温度による影響が大きく現れている。養生期間 7 日の温度 20°C、50°C の供試体は強度増加する一方、80°C の供試体は、強度増加が不十分な結果となった。7 日から 30 日にかけての強度は 20°C、50°C、80°C それぞれ増加傾向であった。7 日の 80°C の供試体の強度増加が不十分であったのは試験結果によるばらつきが原因であると考えられる。50°C までは 20°C と同様の強度増進があったが、80°C では強度増進の傾向が異なる結果となった。

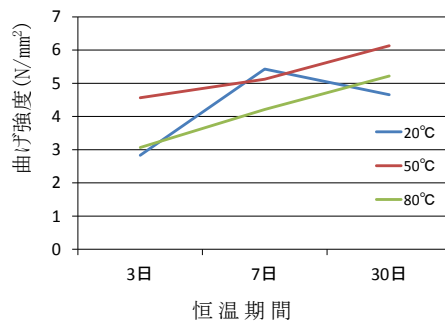


図 3.1.3-11 温度の違いによる曲げ強度の比較

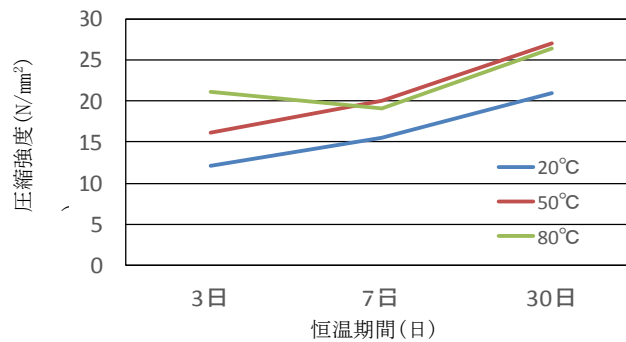


図 3.1.3-12 温度の違いによる圧縮強度の比較

そこで、養生期間を積算温度として整理した（図 3.1.3-13）。それぞれの養生温度で同様の強度増進の傾向となった。初期の積算温度の強度増加と積算温度が 500°C・日以降の強度増加の傾向が異なる。初期強度の強度発現は主に水和反応によるものが大きく、500°C・日以降の強度増加は主にポズラン反応によるものと考えられる。また、養生温度が高い供試体ほど初期強度が大きいことから、高温履歴を付与した供試体には、水和反応の促進が見込まれる。500°C・日以降の強度発現については、水和反応の可能性が低いことから、水の放射化分解のリスクを低減することができると考えられる。今後は、フライアッシュの配合を比較した実験ケースの充実を図り、水和反応とポズラン反応に関する傾向を得たい。

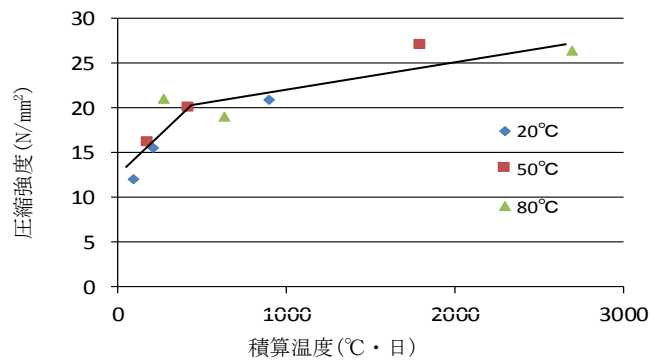


図 3.1.3-13 積算温度による圧縮強度の比較

5) 物質透過性と空隙構造

(i) 実験概要

水の放射化分解を考慮した HPC-FA 系セメント固化体の配合により、Cs 吸着性に優れた人工ゼオライト生成型コンクリート²⁾ (以下、人工ゼオライト) を混入した供試体を作製し、電気泳動法による塩化物イオンの実効拡散試験(JSCE-G571)とリニアトラバース法による気泡測定(ASTM C 457)を実施した。また現実的には固化体は高放射線環境で作製されるため、極力簡便な製作方法が要求される。そのため本実験では、人工ゼオライト中に表表 3.1.3-5 のセメントミルクを自己充填させて供試体を作製した。

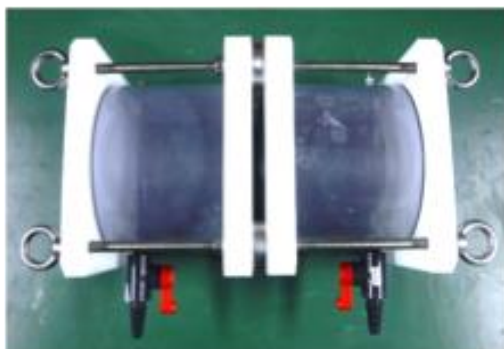


図 3.1.3-14 本実験で使用した拡散セル

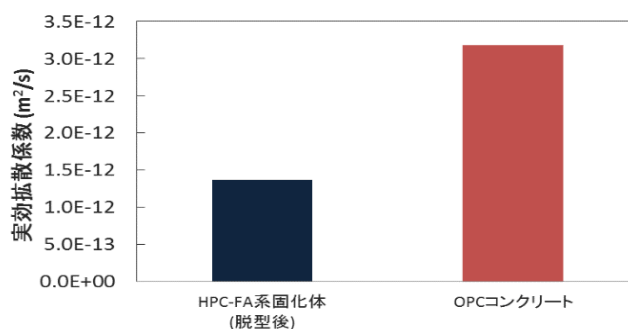


図 3.1.3-15 電気泳動拡散試験による実効拡散係数

水の放射化分解や発熱によりセメントの水和に必要な水が時間とともに減少することや、硬化後の余剰水が放射化に伴って水素ガス発生量の増加が予想されるため、結合剤として早強ポルトランドセメントを用いた。加えて、長期的には溶解度が低く、緻密な固化体が要求されるためフライアッシュを混入した。また、人工ゼオライトの吸水による流動性の低下を見込み、W/B を 60% とし、高性能 AE 減水剤を使用した。形状は φ 100 × 100 mm の円柱供試体とし、絶乾状態の人工ゼオライトをモールドに自然落下し、その隙間にセメントミルクを自己充填して作製した。人工ゼオライトの粒径は 5 ~ 10 mm に調整している。打込み後は 20℃ 恒温室で 1 日静置し、脱型した。電気泳動法による塩化物イオンの拡散試験では、円柱供試体を厚さ 5 cm にカットし、実効拡散係数を測定した。図 3.1.3-14 に本実験で使用した拡散セル写真示す。また、気泡測定はマニュアルリニアトラバース法により行った。測定範囲は 50 × 50 mm とし、トラバースピッチを 2.5 mm とした。各試験結果は、上記の条件で作製した脱型直後の供試体と 1 ヶ月間水中養生 (20℃) した供試体に加え、W/C が 55% の一般的な配合による普通コンクリートの計 3 ケース

において比較した。

(ii) 実験結果

電気泳動法により求めた塩化物イオンの実効拡散係数を図 3.1.3-15 に示す。実効拡散係数は、HPC-FA 系セメント固化体では $1.367 \times 10^{-12} \text{ m}^2/\text{s}$ 、OPC コンクリートでは $3.182 \times 10^{-12} \text{ m}^2/\text{s}$ となった。OPC コンクリートは養生期間が 1 ヶ月と短いことから、粗骨材の遷移帯の影響によって実効拡散係数は比較的高くなったと考えられる。一方、HPC-FA 系セメント固化体では、人工ゼオライトによってセメントペースト中の水が吸水されることにより、W/B 低下による緻密化とゼオライト界面での遷移帯生成が抑制され、実効拡散係数が低下したことが考えられる。図 3.1.3-16 に、本実験と類似する条件で生成された人工ゼオライトの細孔径分布を示す[1]。本実験で用いた人工ゼオライトは 180°C で生成されている。180°C で生成された人工ゼオライト中には 0.01 μm 前後の細孔が多く存在していることが分かる。人工ゼオライトは多孔質な材料であるが、その空隙は 0.01 μm 前後と微細であるため塩化物イオンの実効拡散係数が比較的小さくなる結果が得られたと考えられる。

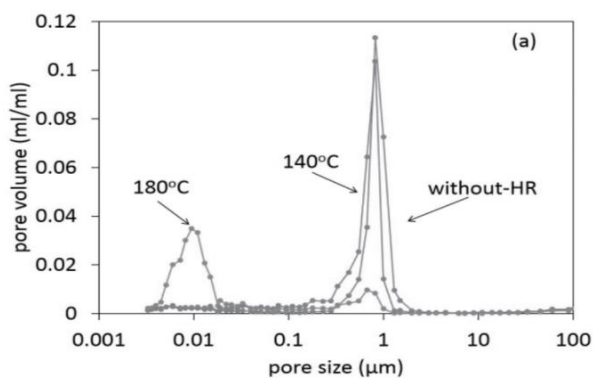


図 3.1.3-16 人工ゼオライトの細孔径分布 (180°C) [2]

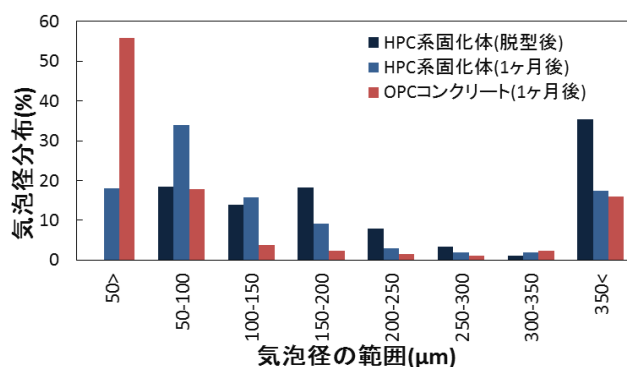


図 3.1.3-17 リニアトラバース法による気泡径分布

マニュアルトラバース法により測定した気泡径分布を図 3.1.3-17 に示す。図 14 に OPC コンクリートと HPC-FA 系セメント固化体の断面写真を示す。OPC コンクリートにおいては、気泡が 50 μm 以下に集中しており、図 3.1.3-18 では 1mm 程度の円形状の気泡が多いことが確認できる。一方、HPC-FA 系セメント固化体では 350 μm 以上の気泡が多く、不均一で粗大な空隙が確認できる。粗大な空隙ができる理由としては、ゼオライトの吸水により流動性が低下し、充填が十分行われ

なかったことが考えられる。

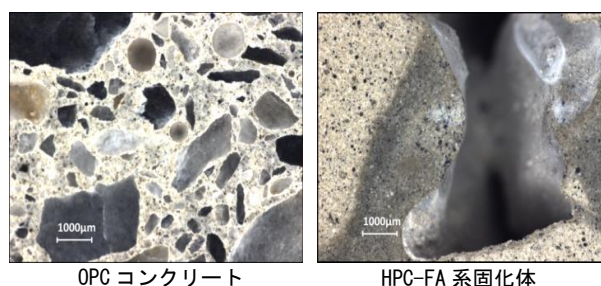


図 3.1.3-18 各供試体断面

6) まとめ

セメント種検討、ゼオライト種検討、W/B 最適化、水頭圧力の有無、ゼオライト温度に対する充てん性確認により、それぞれの可能性について実験的に検討した。福島第一原子力発電所で実際に使われているゼオライトの物性によっては、セメント系充てん材による固化は可能であると考えられる。

力学的試験においては、15 N/mm²以上の結果が得られており、廃棄体落下時の飛散や積み上げ時の荷重に対して、十分な強度が期待できる結果となった。

物質透過性試験では、Cs 漏出程度の代替指標として塩化物イオンの実効拡散係数を測定した。その結果、普通コンクリートの配合で作製した供試体に比べ、拡散は抑制される結果となった。今後の展望としては、配合のさらなる最適化を図るため、ゼオライトによる吸水率を定量化した上で、再度供試体の物性評価を行う必要がある。

参考文献

- [1] 庭瀬一仁・月永洋一・辻幸和：低レベル放射性廃棄物処分におけるセメント系材料の設計と施工に関する基礎的研究．コンクリート工学論文集，Vol. 50，No. 7，pp. 585-592，2012. 7
- [2] 杉山友明，井野場誠治，大塚拓，日恵井佳子，山本武志：ゼオライト高含有硬化体の微細組織と陽イオン交換能，Journal of the Society of Materials Science, Japan, Vol. 64, No.8, pp.634-640, Aug.2015

(3) 発熱性固化体の処分概念検討（福島高専）

1) はじめに

福島第一原子力発電所（1F）サイトでは、高放射性汚染水処理のはじめの段階の放射性セシウム除去行程でセシウム吸着ゼオライトや多核種除去設備（ALPS）での処理でストロンチウム炭酸塩をはじめとする高放射性で発熱性の廃棄物が発生している。2015 年 6 月改訂の中長期ロードマップ（第 3 回改訂）によると、平成 29 年度を目処に燃料デブリ取り出し方針が決まるとされている。デブリ取り出しとなると、発熱性廃棄物である燃料デブリとともに、溶融して格納容器底に達しコンクリートと反応した、発生量が多く TMI-2 での経験のない発熱性廃棄物であるデブリが発生する。この他に取り出し工程等で弱発熱性や微発熱性の放射線強度の高い固体廃棄物が多量に発生すると思われる。

通常の使用済燃料再処理では、高放射性で発熱性のガラス固化体と、再処理後の燃料被覆材が

中心で弱発熱性のハル・エンドピース圧縮成形廃棄体パッケージが発生する。そのほかの廃棄物は非発熱性である。ガラス固化体は発熱性が高いことから 6 から 7m 距離を置いて一体ごとに処分する。一方、ハル・エンドピース廃棄体は、発熱性が弱いことから廃棄体パッケージを処分坑道内に集積してコンパクトに処分する。1F で発生する発熱性廃棄物はガラス固化体に相当する高放射性で高発熱性の廃棄物と、弱発熱性ハル・エンドピース廃棄物の中間に位置する多量で発熱性の廃棄物である。新たに、このような廃棄物の処分にどう向き合うかが大きな課題である。

2) 海外での取り組み例

1F で発生する廃棄物の処理貯蔵処分に直接的に参考になる前例はない。その一方で、次に示す 2 つの事例は参考になる。

米国 TMI-2 では、1979 年 3 月の炉心溶融事故から 6 年後に燃料デブリの取り出しが開始された。溶融炉心に硬いクラスト部が存在することが明らかになったことから、試行錯誤を経る中で取り出しには core boring machine が用いられ、炉心を水で満たした状態で 400 を超えるボーリングを行い、ハチの巣状（スイス・チーズ状）にボーリング孔を開けたうえで機械的に破碎して取り出し[1]、金属キャニスターに収納した。これを 7 本ずつ輸送用キャスクに収納して TMI-2 サイトから鉄道でアイダホ国立研究所に運び、水冷プールで冷却貯蔵の後にキャスクごとコンクリートピットに収納した。2000 年の時点で 82 トンその後 150 トンの燃料デブリが乾式貯蔵中である[2]。

英国では、1957 年 10 月にウインズケールにおいて軍事用のプルトニウム生産炉で減速材のグラファイトが燃える火災事故が発生し、施設と周辺環境が放射性物質により汚染された。デコミッションと放射性廃棄物管理の実施主体である Nuclear Decommissioning Authority (NDA) 傘下の Sellafield 社によって、この施設をはじめ、ガス炉のデコミッションが進められている[3]。現在、100m を超える高さの煙突をはじめ事故施設の解体作業が進められており、放射性物質により汚染されたコンクリートの廃棄物が発生している。英国政府が決定した政策に基づいて、NDA は事故施設の解体に関する戦略を決め、これに基づいて廃棄物管理 (Integrated Waste Management [3]) が進められている。1F での廃炉の参考になるものと思われる。

3) 1F における塊状・微粒子状・粉末状発熱性廃棄物の発生

1F で発生する燃料デブリは、ゼオライト廃棄物と比較して、さらに発熱性が高い。そして塊状、微粒子状、粉末状廃棄物を想定する必要がある。貯蔵中のゼオライト廃棄物と同様に、隙間に気体である空気が入り込むことから見かけの熱伝導率は室温では（ガラス固化体が $1.1 \sim 1.2 \text{ J}^{-1}\text{mK}^{-1}\text{s}^{-1}$ である）、 $0.1 \sim 0.2 \text{ J}^{-1}\text{mK}^{-1}\text{s}^{-1}$ 程度と極めて低いと考える必要がある。微粒子状の球状結晶性アルミナでも $0.4 \sim 0.5 \text{ J}^{-1}\text{mK}^{-1}\text{s}^{-1}$ と低い[4]。したがって、収納容器の容量を大きくし、容器内径を大きくすると、中心部の温度は上昇する。そのことが、直接危険性を高めることに繋がるとは限らないが、容器腐食の促進や放射線分解に伴う水素発生、コンクリート材料の健全性について事前に検討しておく必要がある。

このうちキャニスタ 1 本あたり数 10 W までの微発熱性廃棄物については、地層処分対象の TRU 廃棄物（ α 放射能が 1GBq/T を超える場合）[5]や余裕深度処分対象の TRU 廃棄物処分の考え

方で対応できる。これより高い発熱性廃棄物であるコンクリートと反応した発熱性廃棄物、その他の弱発熱性廃棄物の貯蔵や処分概念については様々なケースを想定して事前に検討する必要がある。

コンクリート構造物の温度上限値はフランスの処分では 70℃である。仮に地下 500m に処分場を建設すると仮定すると、100m 深くなるごとに地温は 3℃上昇することから、地表の平均温度を 15℃とすると地下の処分場の温度は 30℃になり、温度裕度は 40℃しかない。弱発熱性廃棄物を仮にキャニスターに収納してセメントで周囲を固めてパッケージ化した場合、崩壊熱を熱伝導により周囲に逃がすことになることから、コンパクトな貯蔵や処分を期待して廃棄体パッケージの集積化を考えると、集積した中心部分の温度が高くなりセメントの健全性温度上限を超える可能性が出てくる。したがって、処分前にパッケージの状態でも長期に貯蔵冷却する方式や集積化を限定的に抑えた処分概念が有力な選択肢になる。放射線強度が高いこの種の廃棄物の発生量は多量になる可能性が高い。大量の廃棄物を深地層でどのようにコンパクトに処分するか多角的な検討が望まれる。コンクリートの健全性を考えると放射線影響についても考慮する必要がある。

4) 廃棄物の分類・貯蔵・処分と新たな技術の導入の可能性

新たな廃棄物処理技術の導入についても期待できる可能性がある。例えば、ジオメルトと呼ばれるもので日本の環境事業分野の企業で開発されている。米国 PNL で開発された in-situ vitrification の手法を応用した技術であるが、熔融容器の内壁は天然の石英粒子を押し固めたもので、この中にガラス形成組成となるように SiO₂ をはじめとする酸性酸化物や塩基性酸化物を廃棄物とともに混合し、炭素棒電極を用いて通電しジュール熱で熔融する。容器壁が石英砂であるため熔融ガラスの温度を 1700℃近くまで上昇させることもできる。したがってシリカ組成が高い化学的に安定なガラス固化体を製造することも可能である。一辺が 100cm 近い容量にすることが可能で、熔融後丸二日かけて自然冷却させガラス化して固める。したがって、ガラス固化体製造時の凝固に伴う応力発生が緩和され亀裂がほとんど入らない。天然産の黒曜石にみられるようなガラス形成を期待できる。製造されたガラスは溶解速度が極めて低いことから、半永久的に有毒廃棄物をガラス相にほぼ均一に閉じ込めることを期待できる。また、熱伝導率が粉末や粒子状や塊状の廃棄物に比べて何倍も大きく、耐熱性、耐放射線性に優れていることから貯蔵や処分に向けて将来が期待できる処理法である。廃棄物として、放射性物質により汚染されたセメント・コンクリートをガラス形成に必要な塩基性酸化物成分として用い、安定で減容化に応える廃棄体の製造を期待できると考える。ただ、バッチ式製造方式である点には着目する必要がある。

5) 課題

様々な廃棄物そして多量の廃棄物に適用できるセメント固化等とともに、耐放射線性とともに化学的耐久性に優れた固化体を製造できる固化法などに選択肢を広げ、廃棄体発生量に応じて廃棄物を分類し、貯蔵様式、貯蔵期間、処分概念を全体としてとらえ、固化法、貯蔵、最終処分に柔軟に対応できるようにする必要がある。

このような取り組みは、専門分野の異なる研究者・技術者が分野横断的に協力して取り組むことにより成果に結びつく。その一方で、廃炉は長い時間にわたる取り組みである。廃炉分野に新たに加わる若い技術者が欠かせない。そのためには、新たに加わる教員・研究者の専門性を尊重

し、その中から廃炉に関する研究テーマを見出し若い技術者の育成に向けて取り組む機会を広げ、時間をかけて分野横断的な取り組みに向き合うことが望まれる。

参考文献

- [1] J. M. RODABAUGH and D. K. COWSER, “Three Mile Island Unit 2 Core Region Defueling”, J. Nucl. Technol., Vol. 87, 1112-1116(1989).
- [2] エネルギー総合工学研究所、平成 23 年度発電用原子炉等利用環境調査（スリーマイル島及びチェルノブイリ原子力事故等に関する調査）報告書
- [3] Nuclear Decommissioning Authority Headquarters, “Strategy, Effective from April 2016” .
- [4] 関根健恭、平成 26 年度福島高専卒業論文「粒子状ゼオライト充填物の有効熱伝導率」
- [5] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構、TRU 廃棄物処分技術検討書-第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発とりまとめ-(2005)

3.1.4 性状分析手法及び遠隔操作機器の基礎技術開発

微小試料の扱いでの力、距離などの感覚の重要性を確認した。力覚、視覚などのマンマシンインターフェイス技術については、福島高専などは、東京大学及び JAEA の経験を用い、ホット領域での耐放射線性が高くなることを意識した遠隔操作機器など(特に、距離センサー)の概念設計を開始した。このうち、東京大学のホットエリア(アイソトープ総合センターの放射性物質取扱領域)については、学生の実習や研究の検討などのため茨城高専との交流が行われた。

(1) 微小試料遠隔操作の力覚、視覚などの手法開発

評価対象として取出される様々な物体(サンプル)から試料を作製し、評価しようとする場合、試料の大きさは様々なものになる可能性がある。同様な理由も含まれるが、必ずしも廃炉を対象にしていないホットラボにおいても、今後の技術動向として、試料の多様化に対応し易い微小試験片技術の高度化が指摘されている。

昨年度に実施した、小型試験片の適用例としてのリング引張試験に関する装置の改良などの検討を進めたが、従来よりも高度な制御系の必要性などが明らかになってきた。一方、ホットラボ機器については、高度な制御系を用いる場合、機器の耐放射線性をはじめとした課題があり、これによりメンテナンスの頻度が増加することは極力避けるべきとの指摘が行われた(JAEA から)。この結果、機構としてはホットラボの「トング」を例にとり、最も簡単な遠隔操作機器を対象とした改良などを最初にターゲットに据えるべきこと、及び電子機器については耐放射線性が高い機器(例えば、アナログ式)についての検討を実施した。

「トング」については、すでに図 3.1.2-7 で示しているが、ここでは、アナログベースのマンマシンインターフェイスについての検討を示す。ホットラボのマンマシンインターフェイスで改善が望まれる項目には、力覚、距離把握などが指摘できる。このうち、「トング」の力覚については、現状のものについては直接的に接合されているため力覚はある程度確保されている。一方、視覚のうちの奥行き方向の距離、特に、試料を掴んで状態での試料と装置の間隔については改善すべき点がある。距離の表示についてであるが、作業中に表示装置で距離を確認する場合に、例

えば、立体視を用いる場合、十分な視差を得るためには、複数台のビデオカメラをセル内に入れる必要があり、これは機器の耐照射性の点で懸念がある。加えて、立体視による奥行き把握は個人差が大きいため、これについては別途扱うことにする。これに対して距離の数値データを表示し、これにより距離を把握する方法は、作業中に数値を把握する必要があるため、利用しにくい場合が生じる(正確な距離の検出方法も課題である)。これに対して、視覚以外を介する方法、例えば、音で距離を示す方法は正確さには欠けるが、作業を妨げる度合いが少ないため、補助的な方法としては比較的に利用しやすい方法と考えられる。そこで、このようなアプローチから始めることにした。

音で距離情報を与える手法には、古典的な方法として基準周波数と、距離により変化する浮遊容量を含むタンク回路による発信周波数とのうなりを検出する方法が知られている。この方法の概略を図 3.1.4-1 に示す。この方法ではうなりを音声出力として使い方法の他、うなりが無くなる条件を検出し、その場合の静電容量の変化、或いは、Voltage Controlled Oscillator (VCO) への電圧などから音を生成する方法などが考えられるが、このでは最も簡単に、うなりを直接信号音として利用する方法を用いることにする。この方法では、少なくとも数 cm の位置の変化を検出することは容易に行えた。

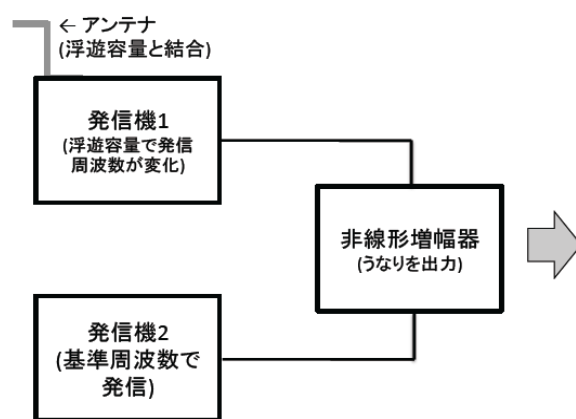


図 3.1.4-1 アナログ式電子回路による距離変化検出方法
(対象との距離による浮遊容量の変化をうなりで検出する)

ホットラボに適用するためには、発振回路をセル内に入れるか、セル内の浮遊容量の影響をケーブルなどを通じてセル外に取り出す必要がある。これらの方法の妥当性などについて、さらに検討を加える。

(2) マイクロハンドリング技術の開発

ホットセル内での微小な試料、特に、電子顕微鏡試料の作製には昨年度に一部を導入したマイクロハンドリング機器などを利用する必要がある。昨年度の検討結果でも指摘したように、この作業においても、試料と遠隔操作のプロープなどとの間隔の把握に作業上改良すべき点がある。試料とプロープの関係の概略を図 3.1.4-2 に示すが、試料の大きさは $10\mu\text{m}$ 以下であり、また試料を「掴む」プロープとの距離などについても同程度の位置制御が必要になるなど、扱う寸法が小さい。

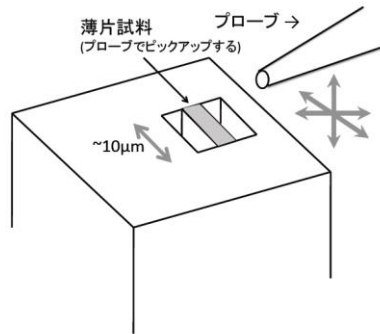


図 3. 1. 4-2 微小な薄片試料と遠隔操作プローブとの位置関係概略

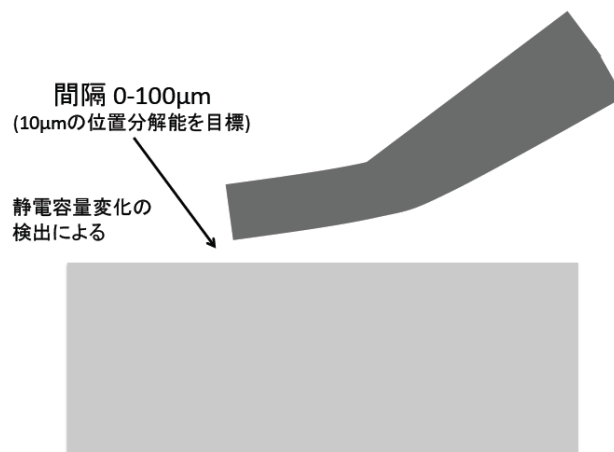


図 3. 1. 4-3 遠隔操作プローブとステージとの間の静電容量について

このプローブと試料のステージとの間隔を検出するために、前項と同様に静電容量の変化を検出する手法が適用できると考えられる。但し、プローブ先端の寸法は μm オーダーであるため、静電容量やその変化が小さいため、適用できるかどうかについての検討を行った。

プローブとして、直径 $100\ \mu\text{m}$ 、長さ 20mm の銅製のロッドをステージに近接させ、「うなり」の変化を評価したところ、間隔の変化を $10\ \mu\text{m}$ 程度の分解能で検出できることを確認できた(図 3. 4. 1-3 に概略を示す)。この方法と、従来から利用されている電気的な接触の検出を組み合わせることで、これまで微細な放射性試料の取り扱い上問題となるが多かった、試料とプローブやピンセットとの間隔を制御しつつ作業を可能にする手法の見通しが得られたと考えられる。この手法を FIB で加工(薄化)した電子顕微鏡試料の取り扱いへの適用を試みる。なお、試料の微小化の理由の一つは、元素分析などに際しての、試料からのガンマ線の影響を減じるためである。

(3) 性状分析/解析手法の開発 I

(3-1) マイクロ試験片を用いた燃料デブリ・炉構造物の力学的性質評価技術の開発(茨城高専)

1) 背景と目的

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出においては、破碎・切断・引揚げを行う工具や機器の開発[1]に先立って、硬い炭化ホウ素(B₄C)を含む燃料デブリの力学的性質を計測する必要がある。しかし、引張試験等には、少なくとも大きさ 100mm 程度の標準試験片が必要であるが、原子炉格納容器(PCV)内は極めて高い被曝線量下にあるためにデブリ塊を PCV 外に取出して試験片を作製することは困難である。加えて、デブリ取出し・試験片作製・試験においては、作業者の被曝リスクや放射性物質の大気放リスクがある。

国際廃炉技術研究機構・東京電力[2]は、すでに原子炉 1 号機の PCV 内に小型ロボットを投入して内部の線量測定やカメラ観察を行った。また、スリーマイル島事故(TMI-2)のデブリ取出しでは、最初のサンプルとして、図 3.1.4-4[3]に示すような大きさ 5mm 以下のデブリ粒子が压力容器から取り出されて分析された。従って、デブリ粒子をロボットを用いて採集すること、および、その粒子から作製されるマイクロ試験片の力学的性質を直接計測できる可能性がある。また、採取対象をデブリ粒子に限定することによって、取出し・測定時の作業被曝リスクや放射性物質の大気放リスクを抑制できる。さらに、マイクロ試験片を用いた材料の力学的性質評価技術は、格納容器等の炉構造物の健全性評価へ応用展開することも期待できる。



図 3.1.4-4 TMI-2 で最初に採取された燃料デブリ粒子サンプル

計装化押込硬さ(ナノインデンテーション, NI)試験[4]は、計装化された試験機を用いて準遠隔操作で材料の弾性率や硬さなどを計測する。その測定では、材料中に押込まれた圧子に加わる荷重と変位を計測して荷重 - 変位(*P-h*)曲線を得る。従来の硬さ試験のような圧痕観察を必要としないことから、燃料デブリのような空孔を含む材料の測定に適している。

本研究の目的は、NI 試験を用いて大きさ 1mm 以下の燃料デブリの弾性率・硬さを直接計測する技術を開発することである。

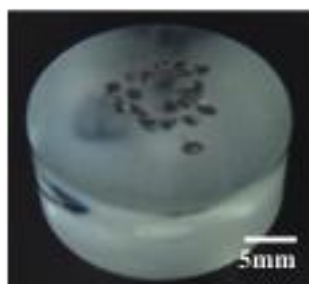


図 3.1.4-5 研磨処理後の試料

表 3.1.4-1 表面研磨条件

μm \ #	240	400	600	1500
1000	○	—	—	—
500	△	○	○	—
100	×	×	×	○

○：測定、—：未測定、
△：不完全研磨、×：未研磨

2) 取り組み方法

すでに、H27 年度は、デブリ中に含まれる成分の中で最も硬い炭化ホウ素(B_4C)のマイクロ試験片($1000\mu m$)を模擬的に用いて NI 試験を試行した。H28 年度は、異なる寸法の B_4C 試験片に拡張展開して、計測技術の適用性を検討した。また、ホットセル環境での試料調製における作業者の被曝線量低減とマニピュレータ遠隔作業の困難性を想定して、試料調製を簡素化するための適切な表面研磨処理を併せて検討した。試料は、購入した B_4C 粒子(ESK TETRABOR® Powder FEPA20)を 1000 、 500 、 $100\mu m$ に加工し、後処理なしで実験に供した。複数個の粒子を一定間隔に配置し、エポキシ樹脂中に冷間埋込した後、表面研磨した。研磨処理後の試料例($1000\mu m$)を図 3.1.4-5 に、表面研磨条件を図中の右に示す。

試料は、粒度#240(平均粒径 $58.5\mu m$)-1500(同 $12.6\mu m$)の炭化珪素(SiC)研磨紙を粒度の粗い方から順番に用いて研磨すると共に、各研磨工程後に NI 試験を行った(○印)。簡略な表面研磨方法を調べるために、NI 試験結果で妥当な力学的性質が計測できた場合には、以後の研磨処理と測定を打切った。その一方、 500 、 $100\mu m$ 試料では、#240-600 による研磨中に粒子の脱落が生じたために不十分な研磨(△印)、あるいは、全く研磨なし(×)で次の研磨工程に進んだ。

研磨後の試料表面について、光学顕微鏡(OM, Nikon CM-10A)で様相を観察し、走査型プローブ顕微鏡(SPM、日立ハイテック AFM-5100N)で断面プロファイルを測定した。NI 試験は、荷重制御型試験機(Elionix ENT-1100a)を用いた。試験荷重は、各試料について、 0.5 、 1 、 3 、 5 、 $10mN$ の中から試行錯誤的に選択した。再現性確認のために各試料について 5 点以上の位置で測定した。測定は、温度ドリフトを防ぐために試料を一定雰囲気(設定温度 $\pm 0.1^\circ C$)内に 24 時間以上放置してから行い、1 つの点において $P-h$ サイクルを 2 回繰返し測定した。

3) 取り組みの結果と考察

3-1) 表面モルフォロジー

図 3.1.4-6 は、それぞれ、(a) #240 を用いて研磨処理した $1000\mu m$ 粒子、(b) #240(不十分)-600 を用いた $500\mu m$ 粒子の表面 OM 像であり、(c) (d) は、それぞれについて、SPM で測定された断面プロファイルである。 $1000\mu m$ 粒子表面には、凹部が全体的に観察されると共に、研磨の際に除去されなかった大きさ約 $20\times 40\mu m$ の付着物が観察される。解析の結果、この付着物は、厚さ $370nm$ のエポキシ樹脂であることが分かった。その一方で、 $1000\mu m$ 粒子の断面プロファイルから算出れた算術平均表面粗さは $6.56nm$ と小さく、かつ、うねり(一点鎖線)も小さい。 $500\mu m$ 粒子表面には、凹部や残留物はない一方で、その右上端部に前工程(#240)で形成された複数の研磨痕が観察される。また、この残留研磨痕部分では、画像の焦点が合っていないことから面が傾いている。その断面プロファイルから計測された粗さは $1000\mu m$ 粒子の 2 倍以上であると共に、うねりも大きい。 $500\mu m$ 粒子表面の傾きは、#240 の研磨中に一部の粒子が脱落したために、平面化工程が不十分なまま次の研磨工程(#400-600)に進んだことに起因する。なお、 $100\mu m$ 粒子は表面の傾きが大きすぎたことから、SPM 測定が不可能だった。

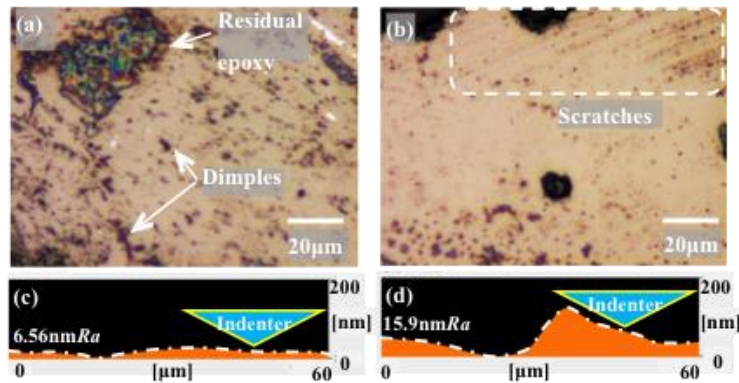


図 3.1.4-6 研磨処理後の(a)及び(b)光学顕微鏡像と、(c)及び(d)断面プロファイル像
(a)及び(c) 1000 μm 、(b)及び(d) 500 μm 。

3-2) 荷重-変位曲線

図 3.1.4-7 は、NI 試験において、(a) 1000 μm 粒子と (b) 100 μm 粒子について測定された P - h サイクルの例である。1000 μm 粒子では、1 回目の P - h サイクルは、負荷/除荷曲線間に塑性ヒステリシス損失を伴う弾塑性変形を示している。また、2 回目の P - h サイクルは、可逆的な弾性変形である。これらの変形挙動は、弾塑性材料である B_4C 粒子の接触理論[4]と良く一致することから、良好な測定ができたといえる。その一方、100 μm 粒子は、1 回目の P - h サイクルが弾塑性変形であるが 1000 μm 粒子と比べるとヒステリシス損失が大きい。2 回目 P - h サイクルは、負荷/除荷曲線間に擬弾性ヒステリシス損失を生じて、より明確に測定の問題を示唆している。このヒステリシス損失は、図 3.1.4-6 (b) (d) の表面性状を考慮すると、傾いた B_4C 表面上を圧子が滑りながら押し込まれたことによって生じたものと断定できる。また、すべりが生じた結果、正常な押し込みに比べて、押し込み変位に対する見掛け上の荷重が小さくなる。

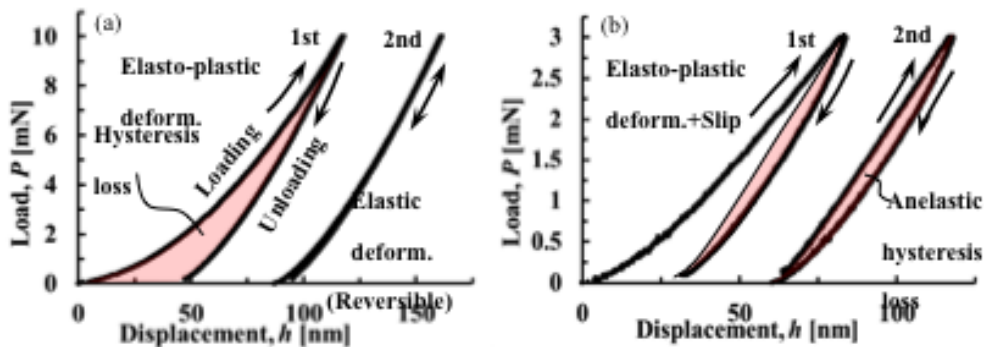


図 3.1.4-7 (a) 1000 μm 粒子、(b) 100 μm 粒子について測定された P - h 曲線の例

3-3) 押し込み弾性率およびマルテンス硬さ

すべての試料について、NI 試験の P - h 曲線から算出[4]した押し込み弾性率とマルテンス硬さを図 3.1.4-8 にプロットする。図において、○印が 1000 μm 、△印が 500 μm 、□印が 100 μm である。また、文献値[5]を併せて示してある。1000 μm 粒子のデータ群は、文献値に近い図中右上方にある。その弾性率の平均値は、文献値と-1.6%差で良く一致して十分な精度で測定できている。また、

その硬さ平均値は文献値よりも-9.5%低い、デブリ構成材料のジルコニウムや軟鋼と比べて十分高いことから実用的な値が測定できたといえる。その一方で、100 μm 粒子のデータ群は図中左下方にあり、弾性率と硬さの平均値が文献値のそれぞれ、-40%、-47%低い。これは、(3-2)節で前述したように、押し込み中の圧子/B₄C 間のすべりによって、正常な測定に比べて、押し込み変位に対する見掛け上の荷重が小さくなったためである。500 μm 粒子のデータ群は、1000 μm 粒子と 100 μm 粒子の間よりもやや 1000 μm 粒子近くにあるが、それぞれの平均値(弾性率 344GPa, 硬さ 18.9GPa)は文献値よりも-20%以上低く、B₄C 表面の傾きに起因するすべりによって正常な計測ができていない。

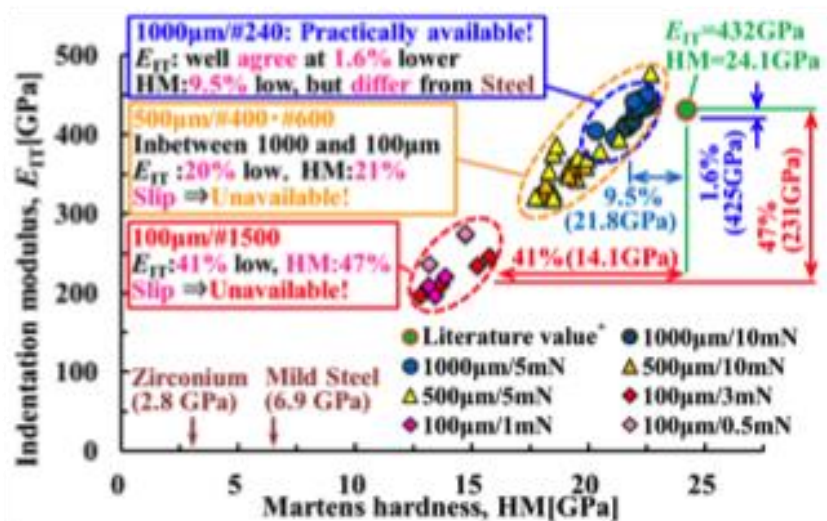


図 3.1.4-8 マルテンス硬さに対する押し込み弾性率

H28 年度の研究においては、図 3.1.4-5 の右側に示すように、1000 μm 粒子については#240 研磨紙のみで十分な精度の力学的性質を測定できることを確認した。その一方で、粒子の脱落によって#240 の研磨工程が不十分であった 500 μm 粒子と全く研磨できなかった 100 μm 粒子においては、#400~#1500 の研磨を行っても平面化できなかったことから実用的な測定ができていない。今後、500 μm 粒子については、平面化を実現することによって実用的な精度で力学的性質を測定できるように、粒子の樹脂込め工程、研磨工程の改善を検討する。しかし、100 μm 粒子については、研究を遂行する過程において粒子が小さすぎてハンドリングが極めて困難であることが確認されたことから、ハンドリング性の劣るホットセル内でのマニピュレータ操作は不可能と結論づけられる。

4) まとめ

本研究では、大きさ 1000、500、100 μm の B₄C 粒子の弾性率、硬さを NI 試験法を用い測定し、マイクロ試験片の実現性・拡張性を調べた。特に、ホットセル環境内での測定を想定して試料の表面研磨の簡素化について併せて検討し、以下の成果を得た。

- ・粒度#240 研磨紙のみで処理された 1000 μm 粒子では、測定された $P-h$ 曲線は良く接触理論と一致した。算出された押し込み弾性率(平均値 425GPa)、マルテンス硬さ(同 21.8GPa)は、文献値に-10%以内で近く、特に弾性率は-1.6%と良く一致し、実用的な精度で測定できた。その測定

面は、算術平均粗さが 6.56nm、うねりはほとんどなく、十分に平面化されていた。

・100 μm 粒子では、#240-600 研磨時に粒子が脱落したことから中断した後、#1500 研磨紙のみで処理した。測定された $P-h$ 曲線は、2 回目の押し込みにおいて擬弾性ヒステリシス損失を伴い、圧子が試料表面上を滑りながら押し込まれたことを示唆していた。算出された弾性率（平均値 231GPa）、硬さ（同 14.1GPa）は、文献値より -40%以上低く、正常に測定できなかった。その著しく傾いた測定面では SPM 測定できなかった。さらに、研究を遂行する過程において粒子が小さすぎてハンドリングが極めて困難であったことから、ハンドリング性の劣るホットセル内でのマニピュレータ遠隔操作は不可能だと結論づけられた。

・500 μm 粒子では、#240 研磨時に一部の粒子が脱落したことから中断した後、#400-600 研磨紙で処理した。算出された弾性率（平均値 344GPa）と硬さ（平均値 18.9GPa）は、文献値より -20%以上低く、正常に測定できなかった。その測定面は、傾いた端部に前工程（#240）の研磨痕が観察され、算術平均粗さが 1000 μm 粒子の 2 倍以上、うねりも大きく、平面化が不十分だった。今後は、平面化を実現することによって実用的な精度で力学的性質を測定できるように、粒子の樹脂込め工程、研磨工程を改善する。

参考文献

- [1] GEND, “TMI-2 Defueling system design description”, GEND-INF-065 (1985).
- [2] T. Kotoku(IRID), “Robot Challenges for Nuclear Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, IAEA-CN-238, Madrid Spain, (2016).
- [3] GEND, “Preliminary report: TMI-2 core debris grab samples—analysis of first group samples”, GEND-INF-060 (1985).
- [4] For example, A. C. Fischer-Cripps, “Nanoindentation 2nd Ed.”, Springer-Verlag, p.32(2003).
- [5] M. Kanari, K. Tanaka, S. Baba, M. Eto, and K. Nakamura, J. Nucl. Mater., 244, pp.168-172(1997).

(3-2) オーステナイト系ステンレス鋼の引張および疲労特性評価

1. 緒言

本研究では、原子炉圧力容器等に使用されるオーステナイト系ステンレス鋼 SUS316L に関して、機械的特性等を評価することを目的として、SUS316L の機械的特性を引張試験および疲労試験等により調査・検討した。

2. 実験方法

2.1 供試鋼と引張試験

供試鋼には 0.005C-0.69Si-1.17Mn-12.18Ni-17.34Cr-2.06Mo (mass%) のオーステナイト系ステンレス鋼 SUS316L を用いた。また、試験片は圧延方向 ($RD=0^\circ$) と圧延方向に直角 ($RD=90^\circ$) に、板厚 0.5mm の薄板より、CO₂ レーザ切断加工（アシストガス：N₂）により採取し、実験を行った。図 1 に小型引張試験片の形状を示す。試験片には、JIS13B 号引張試験片と最小断面積が疲労試験片と同値である比例試験片を用いた。比例試験片形状は板幅 5mm×平行部の長さ 24mm×肩部半径 8mm×板厚 0.5mm とし、つかみ部の滑り防止のため、両端にタブ材（A5052, 長さ 75mm

×板幅 10mm×板厚 1mm) を接着した。

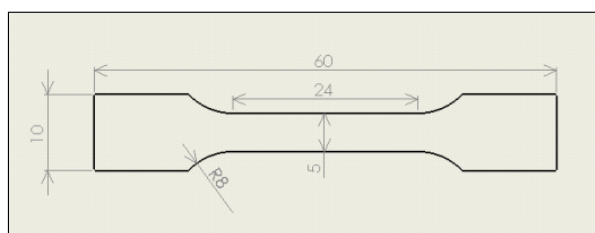


図 3. 1. 4-9 小型引張試験片

2.2 疲労試験

疲労試験には油圧サーボ疲労試験機（サーボパルサ 4830，島津社製）によって荷重制御方式，引張り－引張りで応力比 $R=0.1$ ，周波数 10 Hz の正弦波，試験温度 25 °Cで行った．疲労特性は繰返し数 $N = 1 \times 10^7$ 回の繰返し応力を付与しても破断しない応力振幅範囲（ $\sigma_R = \sigma_{\max} - \sigma_{\min}$ ，最大応力： σ_{\max} ，最小応力： σ_{\min} ）の最大値を疲労限（FL）として評価した 1)．なお， σ_{\max} は引張試験により求めた降伏応力をもとに決定し， $\sigma_{\max} = 270 \sim 350 \text{MPa}$ を目安に実験を行った[1]．

図 2 に小型疲労試験片 1)の形状を示す．U ノッチ底幅 5 mm，ノッチ底半径 2.5 mm の疲労試験片を，板厚 0.5mm の薄板より採取した．また，引張試験片同様，つかみ部の滑り防止のため，両端にタブ材（A5052；長さ 75mm×幅 22mm×板厚 1mm）を接着し，試験片の強度を高めた．

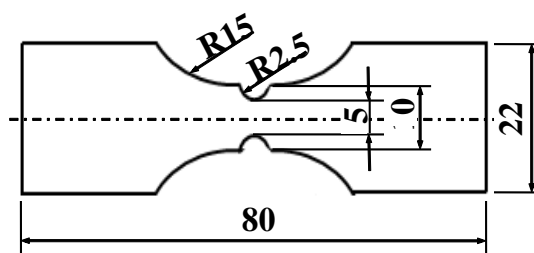


図 3. 1. 4-10 小型疲労試験片

3. 実験結果および考察

3.1 引張特性

SUS316L の疲労試験の最大応力 σ_{\max} を設定するために引張試験を行った結果，降伏応力 $YS=274 \text{MPa}$ ($RD=0^\circ$) であった．また，引張強さ $TS=615 \text{MPa}$ および全伸び $TEI=72\%$ であった．

3.2 疲労特性

疲労限（FL）は応力振幅範囲 $\sigma_R = \sigma_{\max} - \sigma_{\min}$ で評価し，最大応力 $\sigma_{\max} = 300 \text{MPa}$ ，最小応力 $\sigma_{\min} = 30 \text{MPa}$ より疲労試験を行った．疲労限は $RD=0^\circ$ では $FL=269 \text{MPa}$ ， $RD=90^\circ$ では $FL=287 \text{MPa}$ であり， $RD=90^\circ$ の方が相対的に高い疲労限を示した．このことは，疲労寿命が， RD の影響を受けない等方性材料であることを示唆する．

4. 結言

本研究では，SUS316L の機械的特性を調査した．主な結果は以下のとおりである．

- 1) 新材料 SUS316L は，降伏応力 $YS=274 \text{MPa}$ ，引張強さ $TS=615 \text{MPa}$ の引張特性を示した．
- 2) 疲労限は $RD=0^\circ$ では $FL=269 \text{MPa}$ ， $RD=90^\circ$ では $FL=287 \text{MPa}$ であり， $RD=90^\circ$ の方が相対

的に高い疲労限を示した。このことは、疲労寿命が、 RD の影響を受けない等方性材料であることを示唆した。

参考文献

[1]Tomohiko HOJO, Junya KOBAYASHI and Koh-ichi SUGIMOTO: Fatigue Properties of Nitrogen Added Ultra High-Strength Low Alloy TRIP-Aided Steels, Materials Science&Technology 2013 Conference (MS&T'2013) Proceedings, Montreal, (2013), 169-176.

(3-3) 炉内などからのサンプルの新たな分析/解析手法の提案(茨城高専) -ジピコリン酸 MALDI 質量分析による放射性ストロンチウムの迅速分析法の開発-

茨城高専では、マトリックス支援レーザーイオン化 (MALDI) 飛行時間型質量分析装置を使ったストロンチウム 90 の迅速 1 次スクリーニング法の開発を行っている。我々が本研究に用いる MALDI 質量分析ではまず、試料となるイオンや分子と、これらのイオンの気化を助けるマトリックス分子と呼ばれる有機物を混合し結合させる。そして、このマトリックス分子が結合した試料イオンに、マトリックス分子が吸収する波長のレーザー光を照射することで、マトリックス分子が試料を巻き込んで気化するため、マトリックス分子と相互作用しているイオンが選択的に真空中に放出されてイオン化がおこる。ストロンチウム 90 は β 崩壊する核種であるが、その過程で同一原子量のイットリウムを経てジルコニウムに変換されるため、単離されていないストロンチウム 90 のみを質量数が等しい他のイオンと分離して、汎用の質量分析装置のみを用いて定量することは難しい。我々は、ジピコリン酸、あるいはジピコリン酸の安価な類似物との間の相互作用の強さでストロンチウムをイットリウムやジルコニウムから分離し、これを質量分析することでストロンチウム 90 の迅速分析を行おうと試みている。

今年度は、昨年度から引き続き、MALDI 質量分析の新たなマトリックス分子であるジピコリン酸と、ストロンチウムイオンの相互作用を核磁気共鳴(NMR 法)を用いて調査した。

次に、施設を利用した学生の実習プログラム状況などについて報告する。参加したプログラムは以下である。

i) 海外サマースクール (本科 5 年生 2 名)

アメリカの ハンフォードサイトにおける廃炉技術や環境修復の現場の見学し、現地の方の助けを借りながら学んだことをまとめ、発表を行った。開催地がアメリカで、しかも日本に投下された原爆の製造に関わった研究機関ということで、帰国後の学生の意識が大いに向上した。短期間ながら学習効果の高い実習であった。茨城高専に戻った後、研究室内でこれらの実習の概要などを含めた発表会を行った。来年度は低学年も含め、多くの学生に学習成果を聴かせるような機会を持ちたい。

初年度ということで、今年度は茨城高専の担当教員と教務係との連携などの時間が足りず、授業は欠席扱いでの実習参加となったが、来年度は今年度の実績を踏まえ、茨城高専からも公式な行事として参加できるよう、準備を進めたい。

ii) 福島実習 (本科 5 年生 2 名)

福島高専主催の福島実習において、福島第二原子力研究所の見学や屋外での線量測定の実習な

どを体験した。茨城高専では近隣に日本原子力機構東海研究所があるにも関わらず、学生が実際にこのような実習に参加する機会はなかったので大変よい勉強になったようである。これらの実習での学習内容以外に、他高専の学生と共同作業ができたことも大きな成果であった。特に、東日本大震災の原発事故の被災地でもある茨城出身の学生にとって、福島高専の学生との交流で情報や経験を共有できたことは非常に有意義であった。

iii) 東京大学アイソトープセンター見学

長岡技術科学大学編入予定の学生2名が東京大学アイソトープセンターの秋光先生、桧垣先生の研究室を見学させて頂いた。福島由来の試料の γ 線測定が行われている装置や、ICP質量分析装置についての説明をして頂いた。どちらも茨城高専では所有していない装置なので、原理から丁寧に説明をして頂いた。来年度は実際に試料を持参し、測定をさせて頂くことができるよう、準備を進めたい。

(4) ホット試料分析技術の適用と高度化（再委託先：東京大学）

1) 目的

事故炉の効率的な廃炉を進めるためには、燃料デブリあるいは汚染水などに含まれている核分裂によって生成した様々な放射性核種の定量が必要である。半減期が適切な長さの γ 線放出核種であれば、ゲルマニウム半導体検出器等で同時に多元素分析を行うことができるため、定量は比較的容易である。しかし、必ずしも測定が容易でない核種も多く、新たな測定法の開発が望まれている。その中の一つの核種として ^{90}Sr がある。 ^{90}Sr は、 ^{235}U の核分裂収率が比較的高いこと、融点が高いため大気中に拡散しなかったこと、人体に取り込まれると同族元素のカルシウムと同様の挙動を示して骨に集積されて生物学的半減期が約50年と極めて長いこと、などの特徴がある。また、 γ 線を放出しない純 β 線放出核種であることから、 β 線による従来法の測定の場合、娘核種であり同じく純 β 線放出核種の ^{90}Y （半減期64時間）との放射平衡を利用する。ことから、 ^{90}Y の半減期64時間の7倍以上の2~3週間の時間がかかることや、化学操作のため作業者の習熟度合いにより定量値が変動するなどの既知の問題がある。

^{90}Sr は半減期が約30年と比較的長いことから、放射能当たりの物質が多いことを利用した放射線を利用しない迅速測定方法の開発が行われようとしている。その中の一つに、誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）を用いた方法がある。[1]既に、福島第一原子力発電所においても汚染水の測定には適用されている。[2]ICP-MSは、プラズマにより元素をイオン化し、質量数を電荷（通常は+1価）で除したものによって弁別して測定する装置である。ICP-MS法を ^{90}Sr 測定に適用する際には、安定な同重体である ^{90}Zr との化学分離による前処理が必須である。特に、Zrは構造物に含まれるジルコニアの主成分であるため、デブリに多量に含まれていることも想定される。ゆえに、ストロンチウムレジジン（樹脂）等によるSrとZrとの化学的な分離操作が必須である。一方で、作業者の被ばく低減や迅速、大量処理のためには、ストロンチウムレジジンを用いた手法よりも簡便な前処理の方法が求められている。

一方で、我々は、放射線治療・検査に用いられる放射性ヨウ素 ^{131}I の放射性廃液から固体への回収を行い、排水中の ^{131}I 濃度を低下させ、放射線治療の頻度向上に寄与することを目指した研究を行っている。その中の捕集剤の一つにシクロデキストリン（CD）がある。CDは、複数のD-グルコース（Glc）が結合して出来た円錐台形をした環状オリゴ糖である。Glcの数が6個から

成る CD は α -CD、7 個から成る CD は β -CD、8 個から成る CD は γ -CD と呼ぶ。CD は外側が親水性、内側が疎水性を示すため、僅かでも水が存在すると、直径が 0.5~1nm 程度の疎水性の物質を選択的に内側に取り込み、安定的に保持する性質を持つ。シクロデキストリンの放射線耐性について、吸収線量 30,000Gy までの領域で ^{131}I に対する捕集効率に影響がないことを既に確認し、報告済みである。[3]

今年度は、東京大学が有する ICP-MS による ^{90}Sr 迅速測定方法での、迅速かつ被ばくの低減を目指した前処理方法として、Sr と Zr との相互分離にシクロデキストリンを適用するための基礎的検討を行った。また、次年度のインターンの受け入れに向けて、打ち合わせおよび装置・施設見学を実施した。

2) 実験方法、結果及び考察

α -、 β -、 γ -の CD ポリマー (CDP) を試験管にそれぞれ 0.35g ずつ分取した。それぞれに、超純水あるいは 1M 硝酸 13mL を加え、濃度 100ppb の非放射性 Sr を 0.5mL 加えた。さらに、濃度 100ppb の非放射性 Zr を 0.5mL 加えた。固液比は 1:40、Sr および Zr の濃度はそれぞれ 3.75ppb となった。シェーカーで 1 時間 (180 回/分) 震盪した。静置後、上澄みを取り出して、 $0.45\mu\text{m}$ のフィルターで濾過し、ICP-MS (Agilent 8800) の H_2 コリジョンモードで測定した。測定結果から、次の式(1)により、Sr および Zr の CDP への吸着率を求めた。ここで、CDP を加えて震盪した後の溶液中の濃度を C とおき、CDP を加えなかったものの溶液中濃度を C_0 とおく。

$$\text{吸着率 (\%)} = \{1 - (C/C_0)\} \times 100 \quad (1)$$

結果を図 3.1.4-9 に示す。溶液が純水の場合、 γ -CDP に Sr はほぼ 100%吸着するが、Zr は 70%しか吸着しなかった。一方で、1M 硝酸溶液の場合、Sr、Zr 共にほとんど吸着しなかった。 α -CDP、 β -CDP を用い、溶液が純水の場合には、吸着率が 40~70%と中途半端であり、Sr と Zr との吸着率の差も小さかった。よって、 α -CDP および β -CDP は、Sr と Zr との相互分離には有効ではないことが明らかになった。

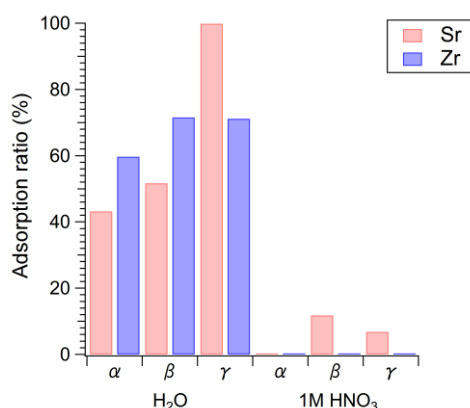


図 3.1.4-11 Sr と Zr のシクロデキストリンポリマー (CDP) への吸着率
(左) 超純水、(右) 1M 硝酸

以上の結果から、1M 硝酸溶液は、 γ -CDP に吸着した Sr と Zr を溶液中へ脱離することに適用できる可能性がある。溶液が純水で γ -CDP を吸着に用いた場合、通水後の溶液には Zr が 30%減少している。この減少効果が何段階でも確認できれば、Sr と Zr の相互分離に γ -CD を適用できる。

次年度は、 γ -CDP による多段階吸着を試みる。また、 ^{90}Sr を使用できる放射線管理区域内に ICP-MS 装置があるメリットを活かして、実際に ^{90}Sr を用いた測定を行い、実用性の検討を行う。インターン生にも実験の一部を行わせる計画である。

参考文献

- [1] Takagai, Y., Furukawa, M., Kameo, Y., & Suzuki, K. (2014). Sequential inductively coupled plasma quadrupole mass-spectrometric quantification of radioactive strontium-90 incorporating cascade separation steps for radioactive contamination rapid survey. *Analytical Methods*, 6(2), 355. <http://doi.org/10.1039/c3ay41067f>
- [2] ICP-MS によるストロンチウム分析の運用開始について、平成 26 年 11 月 27 日、東京電力株式会社、
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/141127/141127_01_023.pdf
- [3] (学会発表) 「放射性ヨウ素飛散防止剤としてのシクロデキストリンの放射線耐性」、廣田昌大、桧垣正吾、伊藤茂樹、石田善行、高木思野、寺尾啓二、日本放射線安全管理学会第 14 回学術大会、2015 年 12 月、つくば

(5) ホットラボでの遠隔操作技術の適用と高度化（再委託先：JAEA）

廃止措置のプログラムとのホットラボ技術に関する情報交換の一環として、JAEA 大洗工学センターのホットラボでの学生の受け入れ(実習)などにあわせて、昨年度に引き続き電子顕微鏡試料の作製に関する技術項目について検討を行った。検討の中心的な項目として、最も作業上の難度が高い、収束イオンビーム加工装置 FIB を用いた薄片試料の作製やピックアップを対象にした。図 3.1.4-10 に、電子顕微鏡試料の像の例を示す。この寸法の試料を、前項の遠隔操作機器などでも対象としている。

JAEA 大洗工学センターのホットラボでの FIB 試料の多くは、高速炉での照射材であり(熱中性子照射の場合には、同一の弾き出し損傷量であっても、生成する放射性核種が増える)、また廃炉のデブリなどで想定されるサンプルとは異なり、核燃料物質による汚染が無いように管理されている。このため、FIB で小型化した試料については、この状態に適化した比較的簡単な遮蔽器具などを用いて作業を行うことが多くなっているが、核燃料物質と混在したサンプルから採取する場合には、放射線の遮蔽や汚染の拡大防止に対応できるような遮蔽付きのグローブボックスなどを整備して作業を行う必要があると考えられる。従って、今後、デブリなどを含むようなサンプルからの分析用の試料を採取する場合、FIB 加工試料のような体積が極めて小さいものであっても、放射線防護などの点から、機能を充実させたグローブボックスなどを整備する必要があると推定される。一方、機能を充実させた結果、メンテナンスに必要な作業が増加することは避ける必要がある、FIB 試料のような微少な試料を扱う場合には比較的問題は少ないが、通常の硬さ試験片や光学顕微鏡用試験片程度の体積になると放射線量が大幅に増えることを想定しておく必

要があり、このような場合には機器の耐照射性の確保も重要な事柄となる。小型の試料を扱う場合であっても、これらを考慮した遠隔操作機器の開発や施設の整備が重要になると考えられる。

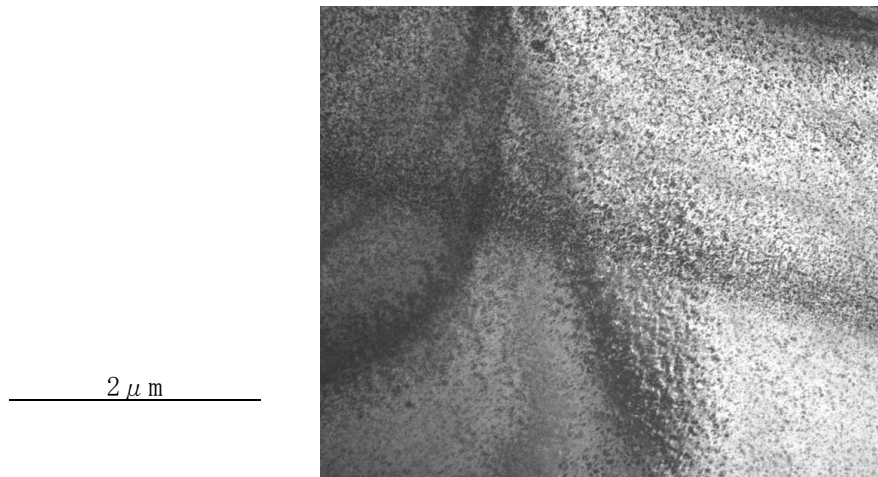


図 3. 1. 4-12 FIB で作製した照射したオーステナイト鋼の電子顕微鏡試料例

3. 1. 5 炉内生成物推定

(1-1) 炉内生成物の推定 I (鶴岡高専)

1) 目的

熔融燃料 (酸化ウラン UO_2) と炉内物質やコンクリートとの反応生成物の推定について、熱力学平衡計算ソフトウェア (FactSage ver. 7. 0) を用いた解析を行う。原子炉事故において反応炉の中では二酸化ウラン (UO_2)、ジルコニウム、スチール、セメント ($63\%CaO+22\%SiO_2+5\%Al_2O_3$) 成分間の反応が想定される [1]。二酸化ウランとセメントおよびジルコニウムの反応に限定し、酸化物状態における反応の計算を試みた。

2) 使用方法

データベース : FactPS (純物質)、FTOxid (酸化物、ガラス、セラミックス) を使用。

計算内容 : 大きく分けて多量のセメントと少量の UO_2 、 ZrO_2 における反応①、②、少量のセメントと多量の UO_2 、 ZrO_2 における反応③、④の計算 (表 3. 1. 5-1 参照) を行った。温度範囲は $500^{\circ}C \sim 2500^{\circ}C$ に設定。大気雰囲気での計算とした。温度と組成の関係をグラフ化した。

低濃度では理想性を仮定してもよいが、高濃度では理想性からのずれがある事に注意する。生成する化合物にも有効温度範囲があるため高温での情報には問題がある点にも注意を要する。

表 3. 1. 5-1 熱力学計算コードでの計算条件(セメントと U 及び Zr の量比)

計算 番号	セメントwt%	UO ₂ wt%	ZrO ₂ wt%
①	90	10	0
②	90	5	5
③	10	90	0
④	10	45	45

3) 計算結果

計算結果の概要を表3. 1. 5-2に示す。また得られた相図を図3. 1. 5-1に示す。

表 3. 1. 5-2 条件別の計算結果の概要

計算 番号	計算結果
①	固体Ca ₂ SiO ₄ 、Ca ₃ Al ₂ O ₆ 、の生成。高温で溶融体の他、固体(CaO)(UO ₃)が見られる
②	固体Ca ₂ SiO ₄ 、Ca ₃ Al ₂ O ₆ 、ZrOの生成。高温で ZrO は減る。溶融体と(CaO)(UO ₃)が見られる
③	固体U ₃ O ₈ 、(CaO)(UO ₃)が多い。高温では減少し溶融体が増える。
④	固体ZrO、(CaO)(UO ₃)、U ₃ O ₈ が多い。高温では溶融体が増える。

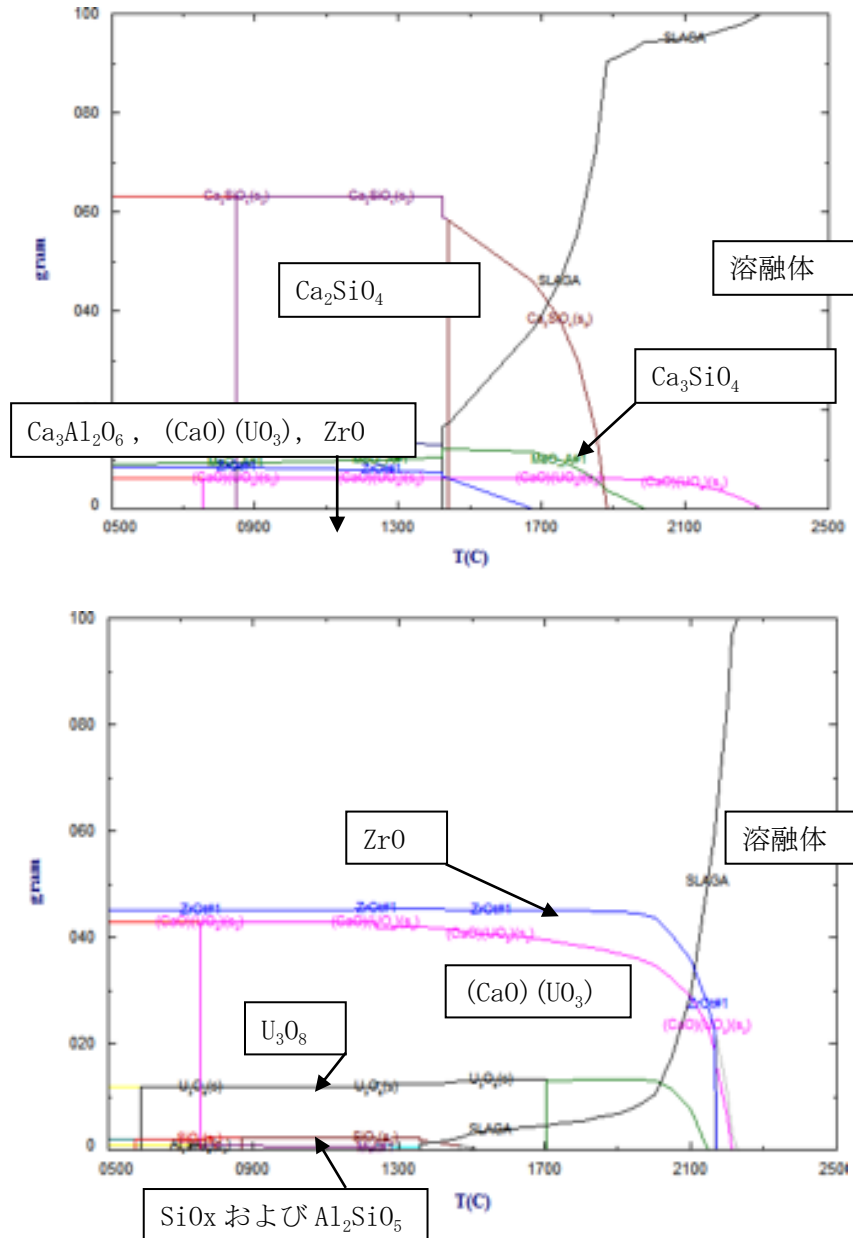


図 3.1.5-1 計算番号②(上)および④(下)の計算から得られた相図

4) 結論

計算した温度範囲では、固体 Ca_2SiO_4 、 $\text{Ca}_3\text{Al}_2\text{O}_6$ 、 $(\text{CaO})(\text{UO}_3)$ が生成する。セメント割合が極端に少ない場合は ZrO 、 $(\text{CaO})(\text{UO}_3)$ 、 U_3O_8 が多い。高温に適したデータベースFTnuc1によって高温部を補完できるのであろう。

参考文献

[1] Sevón, Tuomo, Molten Core-Concrete Interactions in Nuclear Accidents Theory and Design of an Experimental Facility, VTT Research Notes 2311, ISBN 951-38-6743-9, 951-38-6744-7 (URL: <http://www.vtt.fi/inf/pdf/>)

(1-2) 炉内生成物の推定 II (福島高専)

1) 炉内生成物の推定

燃料デブリを中心とした炉内生成物の廃棄物に関する保管、処理、貯蔵、処分に向けて、炉心部、格納容器下部でどのような反応生成物が推定されるかを熱力学的解析により検討した。

2) 解析コードとデータベース

容器内の温度、圧力、反応物質、量を設定し、その平衡状態を計算する。計算コードは FactSage (Version7.0) [1]で、データベースは FactPS (FACT 純物質データベース)、FToxid (FACT 酸化物(スラグ、ガラス、セラミックス、耐火物)データベース)、FTnucl (FACT 原子力データベース)を用いた。

3) 解析項目

① 検証解析

原子力関係のデータベースとしては、信頼性が高いと考えられる TDnucl[2]を用いて UO_2-ZrO_2 の相平衡図を比較し、議論する。

② $UO_2-Zr(ZrO_2)-Fe$ 反応

計算対象として炉心部(図 3.1.5-2)について、福島第一原発 1 号炉を対象に温度変化に伴う反応解析を行う。また、Gulliver-Scheil 式[3]を用いた冷却時の解析も試みる。

③ セメント- UO_2 反応

計算対象として、格納容器下部(図**1)について、コンクリートの成分であるセメントと溶解 UO_2 燃料の反応を量比を仮定して、温度変化に伴う反応を解析する。

④ Sr (Ba), Cs 等の取り込み挙動

上記 3 つのデータベースでは、Sr の熱力学データが十分でないため、化学的アナログとして Ba の熱力学データを用いて、 UO_2-BaO 、 ZrO_2-BaO の相平衡図を作成し、議論する。また、揮発性と考えられる Cs についても同様の相平衡図の作図を試みる。

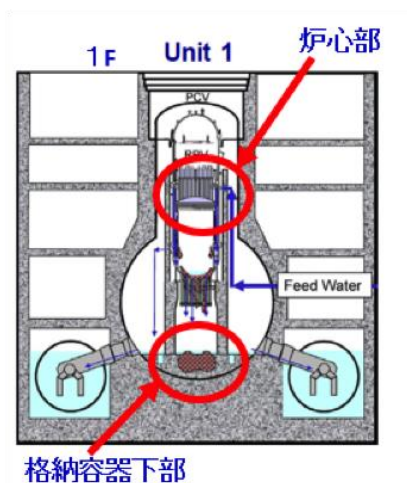


図 3.1.5-2 福島第一原子力発電所炉心概略

4) 解析結果

① 検証解析

TDnucl[2]を用いた WebFact 公開版による UO₂-ZrO₂ 相平衡図を図 3.1.5-3 に示す。また、FTnucl を用いた FactSage による解析結果を図 3.1.5-4 に示す。

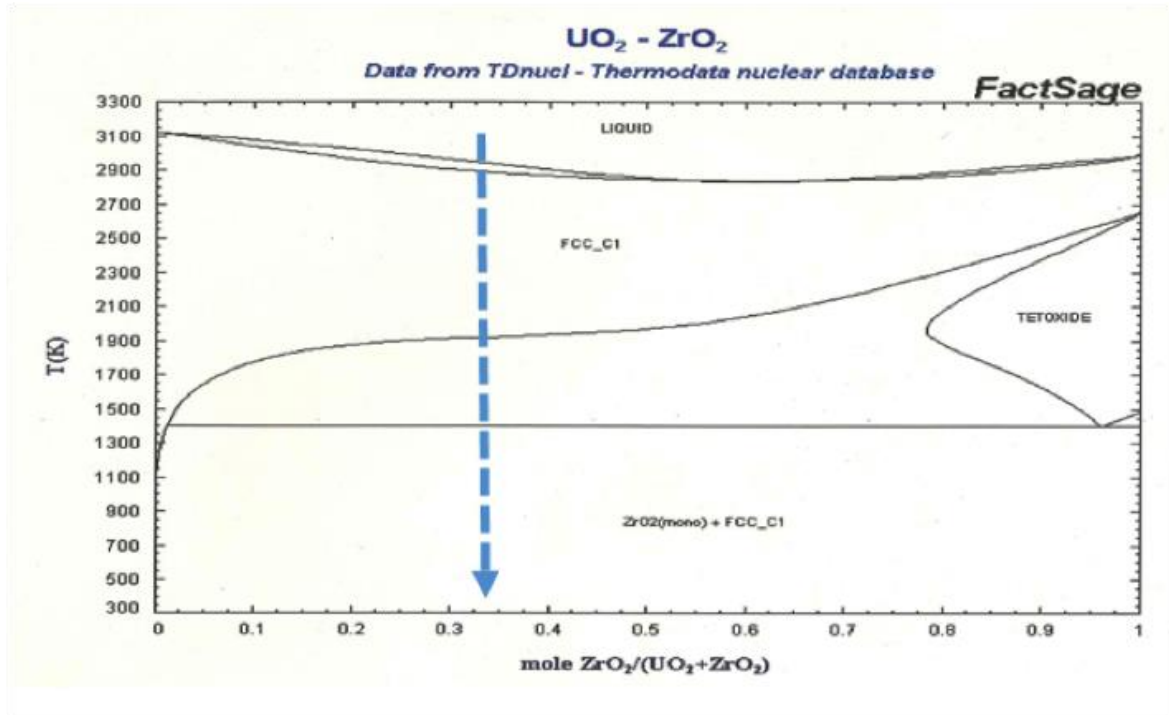


図 3.1.5-3 TDnucl を用いた UO₂-ZrO₂ 相平衡図

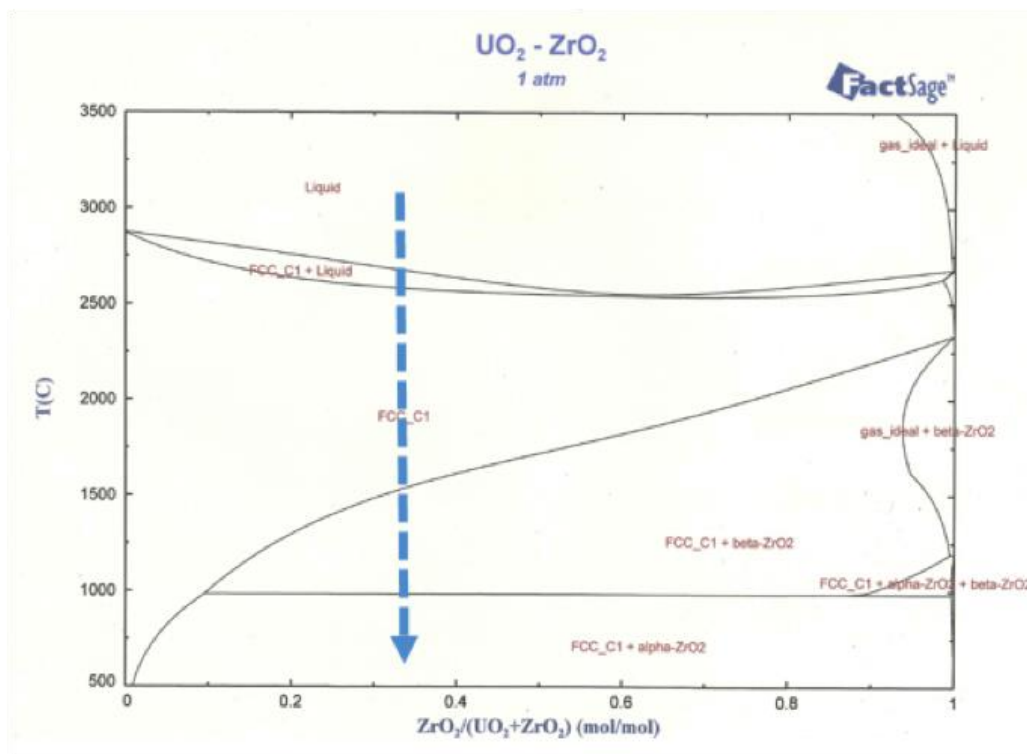


図 3.1.5-4 FTnucl を用いた UO₂-ZrO₂ 相平衡図

いずれの相平衡図でも、3000℃以上から温度を下げてゆくと（点線矢印）、溶融体（Liquid）

⇒FCC-1 ((U, Zr)O₂ 固溶体) ⇒ZrO₂ 単体+FCC-1 への変遷は傾向的に同じであるが、熱力学データベースの違い (TETOXIDE : 端成分 UO₂ と ZrO₂ より成る固溶体モデルのデータの有無) で若干の違いが見られた。

②UO₂-Zr (ZrO₂)-Fe 反応

福島第一原発 1 号炉の炉心部の主要材料組成等は公開情報よりは以下の通りとした。すなわち、UO₂ : 79t、Zr : 32.6t (50%は ZrO₂ とした)、Fe : 10t として、合計を 100%として規格化し、温度変化 (700~3200℃) による化学的変遷を解析する。

解析結果を図 3.1.5-5 に示す。

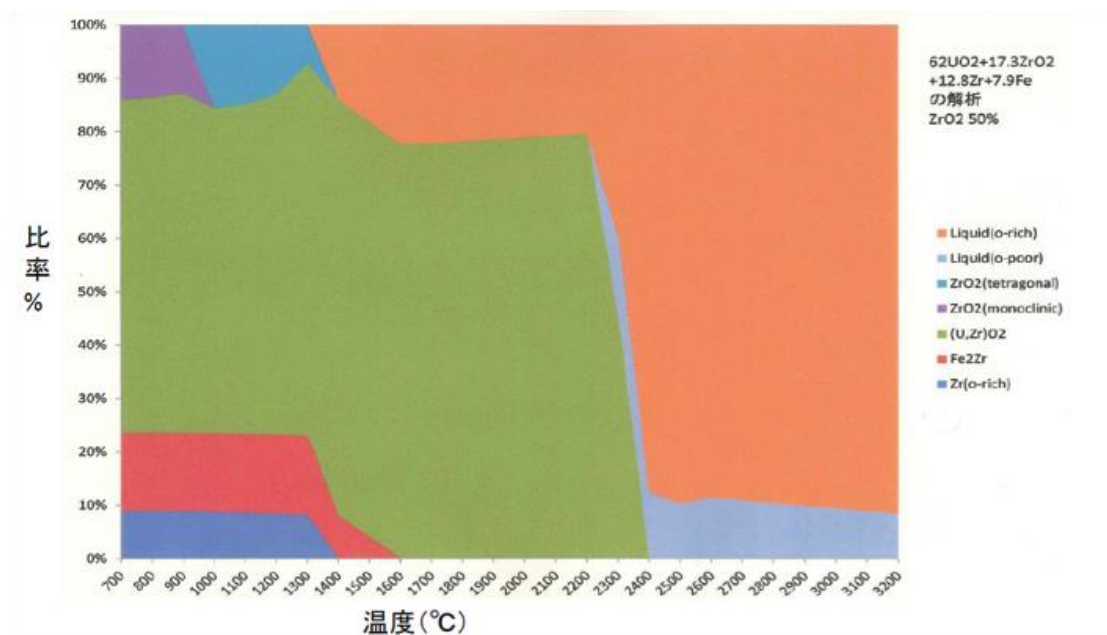


図 3.1.5-5 炉心部の UO₂-Zr (ZrO₂)-Fe 反応計算結果

(福島第一原発の 1 号機を対象に、UO₂ : 79t、Zr : 32.6t (50%は ZrO₂)、Fe : 10t として、合計を 100%に規格化)

図 3.1.5-5 から、温度を上げる (700~3200℃) に従い、Zr、Fe₂Zr、ZrO₂(tetragonal 正方晶)、ZrO₂(monoclinic; 単斜晶)、(U, Zr)O₂ 固溶体⇒(U, Zr)O₂ 固溶体、溶融体 (O-rich) ⇒溶融体 (O-rich)、溶融体 (O-poor) と変化してゆくのがわかる。また、FactSage の解析オプションとして示されている Gulliver-Scheil 式[3]を用いた冷却時の解析結果を図**5 に示す。この解析は、対象とする溶融体 (Liquid) が消滅するまで解析は行われる。

図 3.1.5-6 に示すように、2325℃あたりから、溶融体 (Liquid) は急激に減少し、代わって (U, Zr)O₂ 固溶体が生成してくることがわかる。さらに、881.35℃あたりから溶融体 (Liquid) はさらに減少し、Fe₂Zr/Fe₂U などの合金や ZrO₂(tetragonal; 正方晶) などがわずかに生成する。

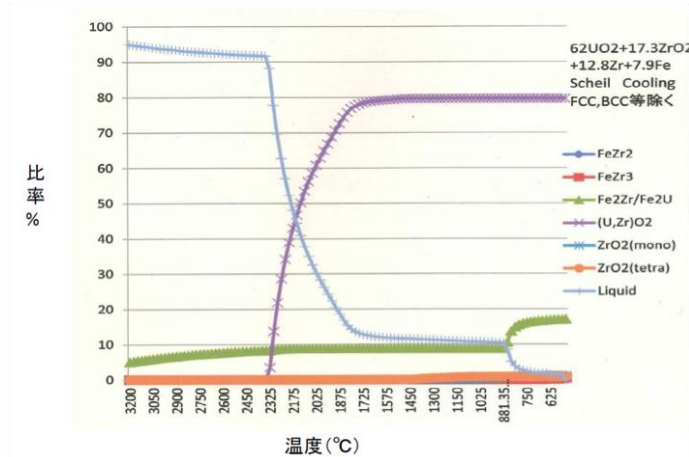


図 3.1.5-6 炉心部の UO₂-Zr (ZrO₂)-Fe 反応 冷却計算結果

(福島第一原発 1 号炉を対象に、UO₂: 79t、Zr: 32.6t (50%は ZrO₂)、Fe: 10t として、合計を 100%に規格化し、Gulliver-Scheil 式を用いて冷却計算)

以上の解析より炉心部の核燃料デブリの廃棄物処分の観点から言えることは (U, Zr)O₂ 等の固溶体は極めて地下水に対する溶解度が小さいことから再処理などしない方が合理的と言える。

③セメント-UO₂反応

コンクリートの成分であるセメントと溶融 UO₂ 燃料の反応を量比として以下を仮定して、温度変化 (550~2500°C) による化学的変遷について標準的な解析を行う。セメントはコンクリート材料工法ハンドブックを参考に、CaO: 63g、SiO₂: 22g、Al₂O₃: 5g とし、これに UO₂: 10g が反応すると仮定した。反応は、大気下 (酸素分圧: 0.21atm) を仮定した。解析結果を図**6 に示す。

図 3.1.5-7 より、温度が低い範囲では、(CaO)(UO₃)(s)、CaO(s)、Ca₃Al₂O₆(s)、Ca₂SiO₄(s) が、温度が高くなるにつれて、Ca₂SiO₄(s₂)、Ca₃SiO₅(s) などが生成し、高温領域では溶融体のスラグや (CaO)(UO₃)(s₂) が生成する。重要な点は、ウランが U(VI) になり酸化物系固相を生成していることである。

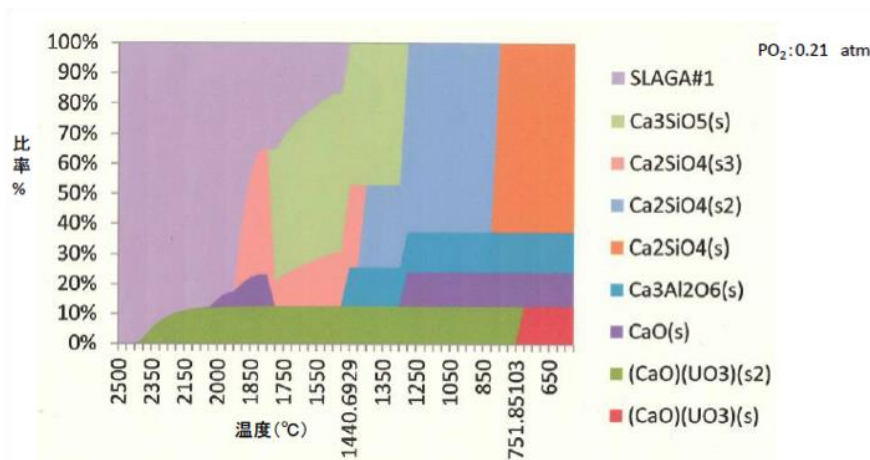


図 3.1.5-7 格納容器下部 セメント-UO₂ 反応解析結果

さらに、本プロジェクトのコンクリートの損傷関係のテルミット反応実験で生成が確認されい

ている Gehlenite ($\text{Ca}_2\text{Al}_2\text{SiO}_7(\text{s})$) を Ca-Al-Si-O 系での唯一の固相として仮定して、同様な解析も行った。結果を図 3.1.5-8 に示す。

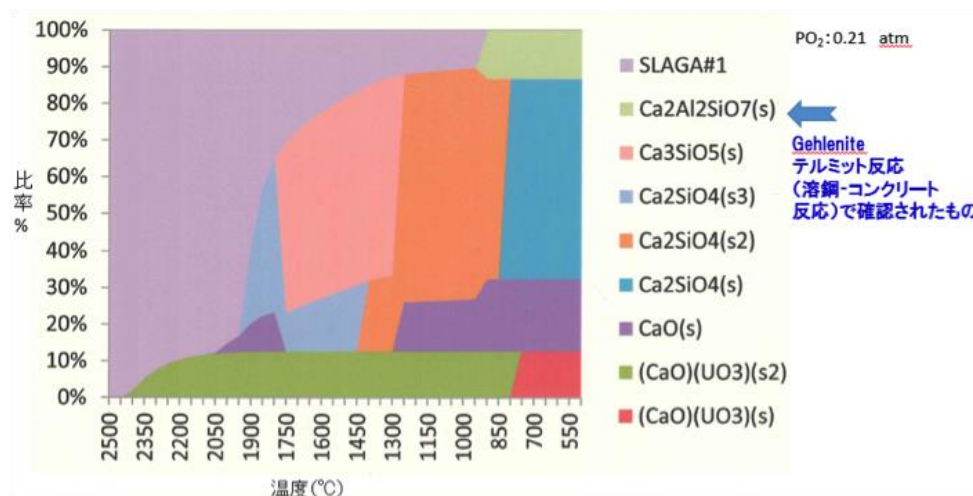


図 3.1.5-8 格納容器下部 セメント-UO₂ 反応解析結果 (Gehlenite の生成考慮)

図 3.1.5-8 より明らかなように、1000°C 以内の温度で Gehlenite が生成することがわかる。固相の生成様式も図 **6 とは異なるが、Ca-O、Ca-O-U、Ca-Si-O 系の生成固相は同様である。以上の解析より、セメント-UO₂ 反応に伴う廃棄物については、酸素環境下では U(VI) の酸化物固相が確認されていることから、処分の安全評価では注意が必要であることが指摘される。

④Sr (Ba)、Cs 等の取り込み挙動

Sr の熱力学データが十分でないため、化学的アナログとして Ba の熱力学データを用いて作成した、UO₂-BaO、ZrO₂-BaO の相平衡図を図 3.1.5-9 および図 3.1.5-10 に示す。

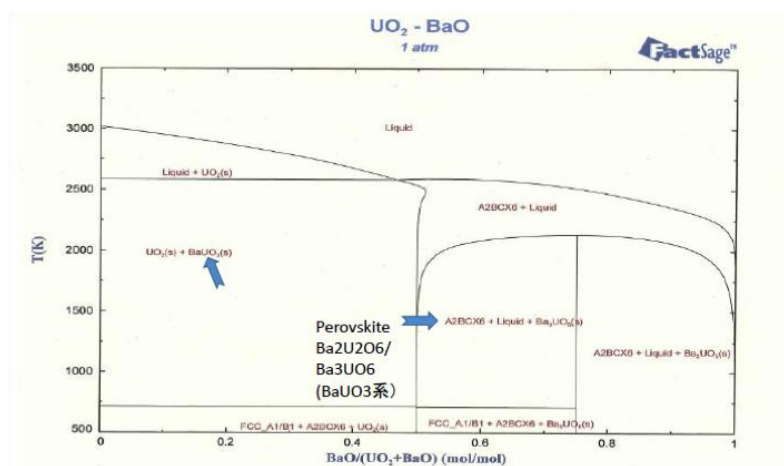


図 3.1.5-9 UO₂-BaO の相平衡図 (Ba を Sr のアナログとして)

図 3.1.5-9 より、UO₂-BaO 系において生成が想定される固相は perovskite ($\text{Ba}_2\text{U}_2\text{O}_6/\text{Ba}_3\text{UO}_6$ (BaUO₃系)) である。また、図 3.1.5-10 より、ZrO₂-BaO 系において生成が想定される固相は、BaZrO₃ や Ba₂ZrO₄ である。したがって、Sr でも SrUO₃ や SrZrO₃ の固相の形成が想定される。

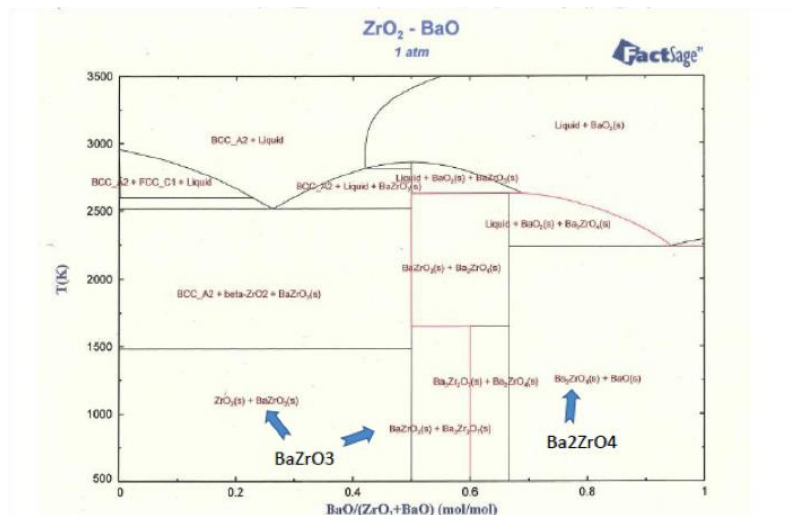


図 3.1.5-10 ZrO₂-BaO の相平衡図 (Ba を Sr のアナログとして)

また、Cs についても同様の相平衡図の作図を試みたものの高温では溶融体とガス相が支配的で、揮発の可能性が高いと考えられる。

5) まとめ

検証解析 (UO₂-ZrO₂ 状態図) では、ほぼ既存情報を再現するが、データベースの違い (FTnucl (FactSage) と TDnucl) を反映した結果が得られている。

炉心部での UO₂-Zr(ZrO₂)-Fe 反応 (平衡計算例、冷却計算例) では、冷却に伴い溶融体 (Liquid) ⇒ (U, Zr)O₂ 固溶体、Fe₂Zr/Fe₂U ⇒ ZrO₂ (正方晶) の生成傾向を確認した。

格納容器下部でのセメント-UO₂ 反応 (標準計算例、gehlenite 考慮計算例) では、スラグ溶融体から gehlenite (Ca₂Al₂SiO₇; テルミット実験で示されたもの) を含む CaO, Ca-Si-O 系鉱物を確認、また、CaUO₄ ((CaO)(UO₃)) (カルシウム・ウラネート) を確認した。

Cs, Sr (Ba) 等の取り込み検討では、Cs は揮発傾向と推定、Sr については代替で Ba のデータを用い、perovskite (BaUO₃系) や BaZrO₃, Ba₂ZrO₄ などを確認した。

以上の解析を通じて、廃棄物処分の観点から言えることは、(U, Zr)O₂ 等の固溶体は極めて地下水に対する溶解度が小さいことから再処理などしない方が合理的なこと、また、酸素環境下では U(VI) の酸化物固相が確認されていることから、処分の安全評価では注意が必要であることが指摘される。

参考文献

[1] <http://www.rccm.co.jp/product/thermodynamics/factsage/>

[2] NUCLEA; Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01, Developed by THERMODATA - INPG - CNRS & AEA-Technology

[3] Schaffnit, P., Stallybrass, C., Konrad, J., Stein, F. and Weinberg, M. (2015) ; A Scheil - Gulliver model dedicated to the solidification of steel, Calphad, Vol.48, pp.184-188

(2) 物理/化学的性質及び強度の推定 I (コンクリート；福島高専、木更津高専、都城高専、大分高専ほか)

(2-1) 燃料デブリの落下により高温の熱履歴を受けた格納容器底部のコンクリートの状況について (特に、ひび割れ状況の推定技術について) (木更津高専)

1) 取り組み

硬化した燃料デブリの取り出し、または、压力容器や格納容器の解体作業を進めるにあたり、溶解した燃料デブリの落下を受けた格納容器底部のコンクリートの損傷度を推定し、その力学的また、機能的特性を推測することが重要だと考えられる。

図 3.1.5-11 から推測されるように[*1]、格納容器底部のコンクリートは溶解した燃料デブリの落下を受け、一般の火災時の温度 (最高 1200℃程度) を超える温度を数日間程度受け続けた可能性がある。これほどの高温を受け続けたコンクリートの損傷度合いを確認した事例はなく、そのため、独自に実験を行い、損傷度の推定に資する結果を得る必要があると考える。

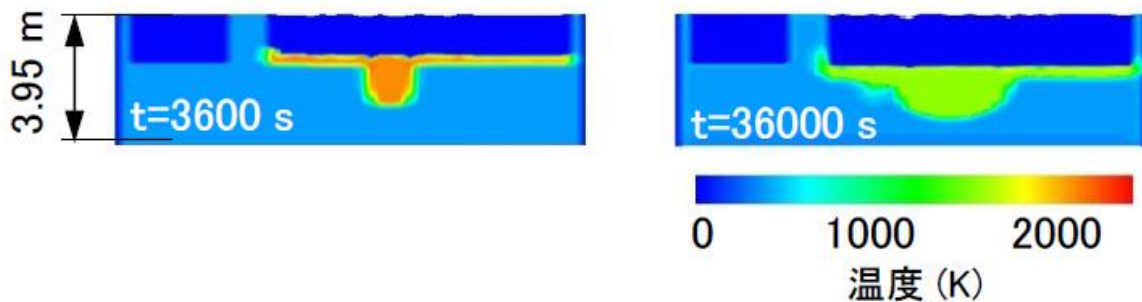


図 3.1.5-11 1号機でのデブリ拵がり、コンクリートの侵食挙動評価[1]

2) 取り組みの結果と今後の展開

上面側に燃料デブリの落下を受けたコンクリートの損傷を推定するための実験結果を得るべく、図 3.1.5-12 に示す実験を計画した[2]。高温の燃料デブリを熔融金属で再現していること、超低粘度の蛍光エポキシ樹脂をコンクリートコア内部の微細なひび割れや空隙に真空含浸させ、その切断面に紫外線を照射して、内部の微細なひび割れを可視化しようとしていることが特徴的である。

2017年3月までに、木更津高専にて溶解したアルミを流し込む実験を行い、また、長野高専の協力を得て溶解した鉄を流し込む実験を行った。実験の様子と結果の例を図 3.1.5-13 に示す。一般的な照明のもとでは目視で確認できない微細なひび割れも、そこに入り込んだ蛍光エポキシ樹脂が発光することにより、目視に明確に確認できている。溶解した金属を流し込まれたコンクリートには、網目状の微細なひび割れが生じることがわかる。また、それが生じる深さは、アルミ (700℃程度) よりも鉄 (1300℃程度) の方が深く、高温を受けるほど損傷を受ける深さが深くなることがうかがえる。

今後は、熱電対による温度分布計測を行い、損傷が生じる深さと温度の関係について明確にしたいと考える。また、このような網目状の微細なひび割れが生じたコンクリートの強度や透水性についても検討したいと考えている。

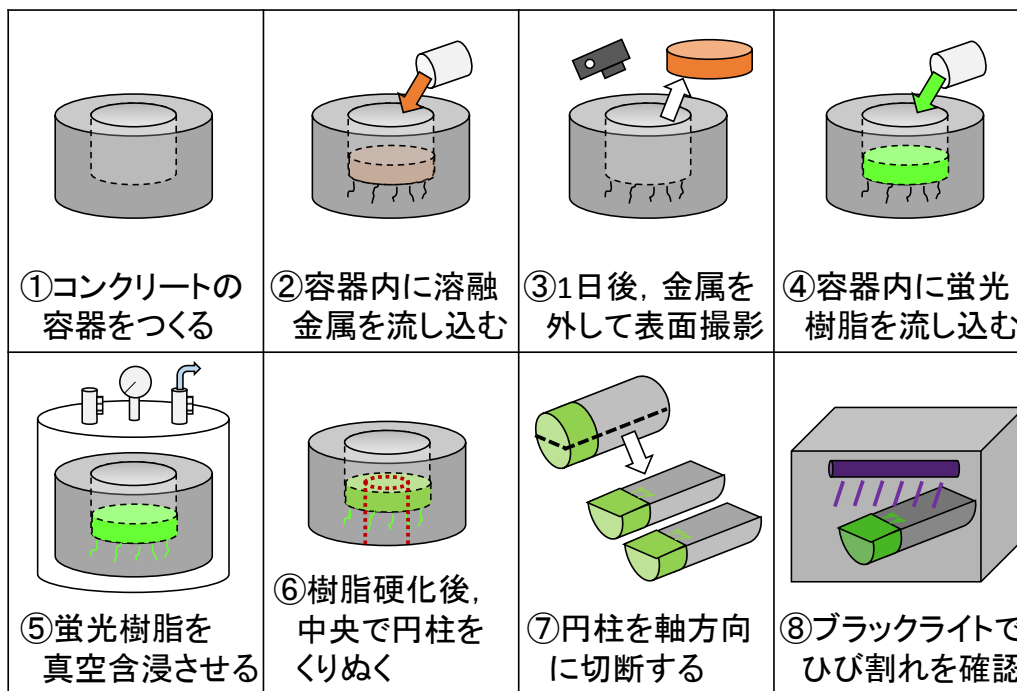


図 3.1.5-12 ひび割れ状況の確認実験 [2]

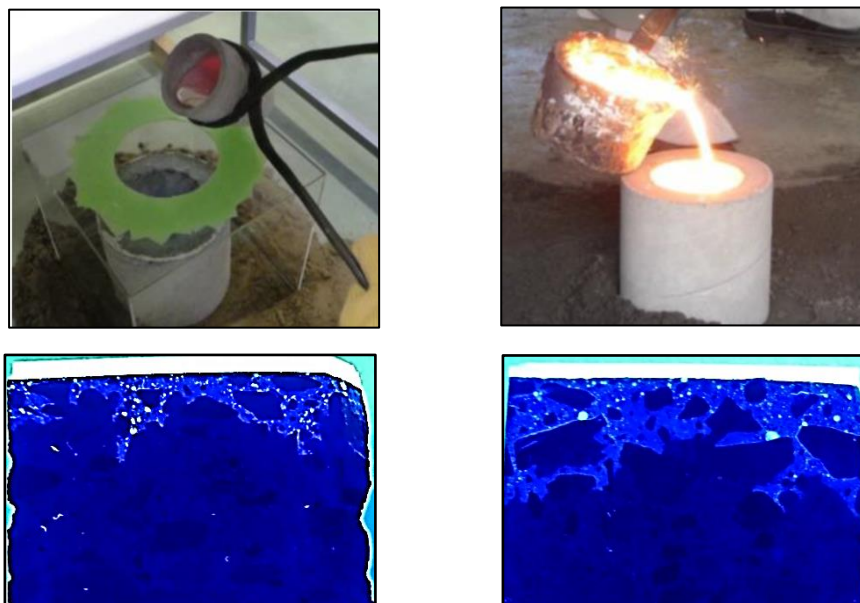


図 3.1.5-13 アルミの流し込み状況（左上）とひび割れ確認状況（左下）
鉄の流し込み状況（右上）とひび割れ確認状況（右下）

参考文献

- [1] 国際廃炉研究開発機構 (IRID), エネルギー総合工学研究所 (IAE): 事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化完了報告, 2016.3
- [2] 手塚喜勝、朝倉啓仁、中村眞一、佐々木元茂: 蛍光エポキシ樹脂含浸法によるコンクリートコアサンプルの微細ひび割れの可視化手法、(株) ジオテック社報、2005

(2-2) 急激な高温加熱を受けたコンクリートの細孔構造について (福島高専)

1) はじめに

福島第一原子力発電所では、東日本大震災によって生じた津波の影響で原子力発電所電源が喪失し、原子炉燃料が溶融した。溶融した原子炉燃料は圧力容器を通過し格納容器の下部領域、さらには建屋下部領域に到達している可能性がある。この原子炉燃料が到達したと想定される領域はコンクリートを主とする建設材料で構成されているが、予想以上の高温に曝されたコンクリートの物性についての研究例は少ない(例えば1)、2)。また、燃料デブリが圧力容器を溶かし格納容器下部のコンクリートに達した場合、コンクリートは超高温の燃料デブリの接触により急激に温度上昇したと考えられ、このような状況下でのコンクリートの物性を把握することは重要であると考えられる。以上の観点から本研究は、テルミット反応を用いて急激に高温加熱をしたコンクリートの細孔構造について実験的に検討することとした。

2) 実験概要

図 3.1.5-14 に供試体の概要を示す。一辺 30cm の立方体の上面に直径 20cm の半球状の窪みを設けたモルタル供試体を作製し、窪みに酸化鉄とアルミニウム粉末の混合物をセットした。その後粉末混合物に着火してテルミット反応を生じさせ、急激に発熱した後の約 90 分間コンクリート内部の温度をモニタリングした。コンクリート温度は供試体内部に深さ方向に 2cm 毎に設置した熱電対で 1 秒毎に測定した。モルタルに用いた材料は、フライアッシュセメント B 種 ($\rho_c=2.96\text{g/cm}^3$)、細骨材(山砂、 $\rho_s=2.56\text{g/cm}^3$, F.M.=2.88)とし、モルタルの配合は細骨材容積比 $s/m=45\%$ および $W/C=38\%$ とした。

供試体が冷却した後窪みに固化した金属を剥がし取り、圧縮試験機を用いて供試体を軸方向に 4 分割した。その分割供試体より、着火点直下部にあたる部分から深さ方向に 1cm 毎にモルタル片を採取し、窒素吸着法による細孔分布測定を行った。また、着目したモルタル片について SEM 観察を行った。

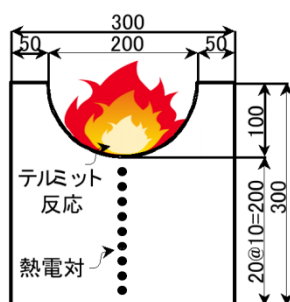


図 3.1.5-14 供試体概要

3) 実験結果および考察

図 3.1.5-15 に加熱中における供試体中の温度を示す。着火後約 8 分で、発熱部より 2cm 下方のモルタルの温度が約 600°C の最大値を示した。その後さらに 6 分後(実験開始 14 分後)に発熱部より 4cm 下方のモルタルが 255°C を示した。着火部におけるテルミット反応自体の温度は測定していないが、モルタル厚さ 2cm で熱の伝達が急激に低下することが分かる。

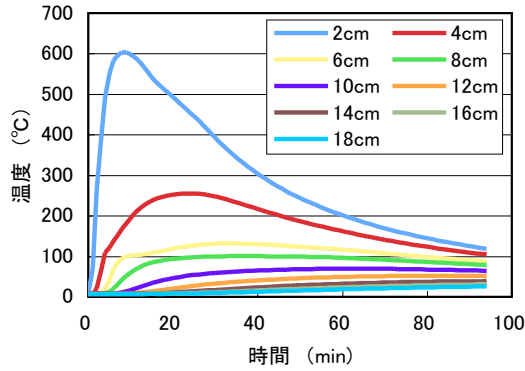


図 3.1.5-15 共試体内部の温度

図 3.1.5-15 のグラフを用いて各深さ位置での最大温度をプロットしたものを図 3.1.5-16 に示す。コンクリートの強度は加熱温度 200°C を超えるにつれて徐々に強度が低下してゆくことが明らかになっているので[1]、本実験では深さ 5cm 以深では何ら影響を受けていないように見える。

図-4 に窒素吸着法により求めた相対圧とガス吸着量との関係を示す。測定は深さ 1cm から 9cm まで行ったが、大きく 3 種類の傾向が見られた。①深さ 1cm から 2cm の範囲、②深さ 3cm から 6cm の範囲、③深さ 7cm から 9cm の範囲である。図 3.1.5-18 には代表的なものとして①では 1cm、②では 4cm、③では 9cm の測定値をプロットしてある。

まず、深さ 9cm のサンプルは図-3 の結果より最大加熱温度は 90°C 程度である。この状態ではモルタルは加熱の影響を受けていないと考えられ、モルタル中の細孔径分布はノーマルなものである。すなわち、モルタル中の細孔径は大小さまざまなものが連結しており、相対圧に対するガス吸着量は吸着側と脱着側とで等温線にヒステリシスを示すことになる。しかし、深さ 4cm のサンプルでは図 3.1.5-16 より最大加熱温度が 200°C 程度であるにもかかわらず、図 3.1.5-17 におけるヒステリシスが小さい方向へ変化することになった。これは、ガス吸着側と脱着側が同じ脱着機構になることを示しており、言い換えれば細孔径が大きい方にシフトしていることを示している。これは sintering (焼結) と言われる現象であると考えられる。一般的には 200°C 程度の加熱であればコンクリートには何ら影響がないと考えられているが、組織内部では sintering により細孔構造が変化しているものと予想される。

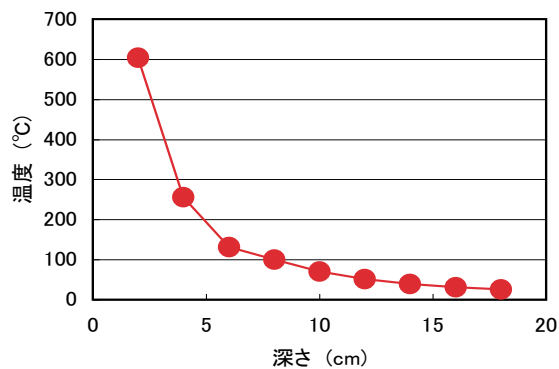


図 3.1.5-16 深さと最大温度の関係

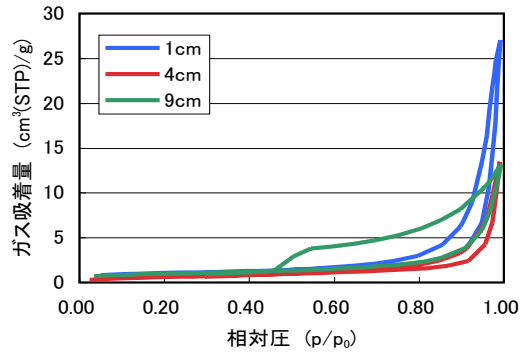


図 3.1.5-17 各深さにおける吸着温線

さらに、深さ 10mm のサンプルでは図 3.1.5-17 より最大加熱温度が 1000°C以上であると考えられるが、図 3.1.5-17 においてはヒステリシスが小さいままでガス吸着量が増加することとなり、別な変化が生じていると予想された。

図 3.1.5-18 に各サンプルの SEM 写真を示す。(a)は深さ 9cm のサンプル写真であるが、各粒子が独立していると共に粒子の形状を確認することができる。(b)は深さ 4cm のサンプル写真である。(a)に比較して粒子一つ一つの形状を捉えにくく各粒子が独立していないと共に比較的大きな孔の出現が見える。これは加熱によりコンクリート中に元々あったナノ孔が消失し、sintering もしくは新相生成により生成した粒状構造間の空隙に相当するマクロ孔のみを有するより粗大な構造へ転化したものと推察される。さらに、(c)は深さ 1cm のサンプル写真であるが、倍率が低いにも関わらず大きなひび割れが発生している。図 3.1.5-18 においてヒステリシスが小さいままでガス吸着量が増加した原因は、高温加熱によるひび割れにより比較的大きな空隙が発生したためと考えられる。

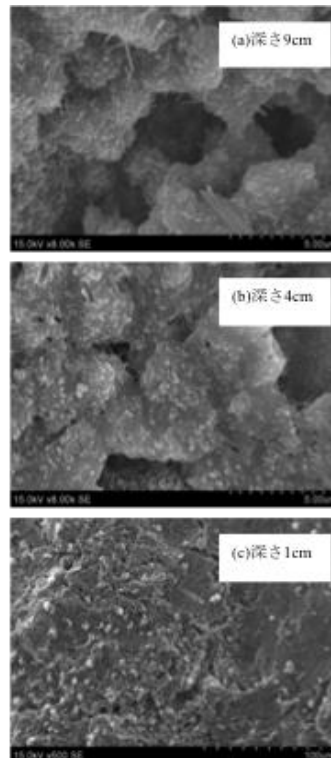


図 3.1.5-18 各深さの SEM 写真

4) 結論

テルミット反応を用いて急激に高温加熱を行ったモルタルの細孔構造について検討した結果、以下の知見を得た。

(1) モルタル中における熱の伝達は緩慢であり、2cmの厚さで伝わる温度が急激に低下する。

(2) コンクリート中の細孔構造は加熱温度により変化する。200℃程度の加熱であっても *sintering* が生じ細孔構造は大きい方にシフトする傾向を示した。また、600℃以上に加熱した場合、モルタル自体に微細なひび割れが生じる。

参考文献

- 1) 林久資，緑川猛彦：高温加熱を受けたコンクリートの再養生による強度回復，土木学会第71回年次学術講演会 V-369，pp.737-738，2016.9
- 2) 加藤優志，五十嵐豪，西脇智哉：1150℃までの高温履歴を受けたセメント硬化体の力学的性質，コンクリート工学年次論文集，Vol.38，No.1，pp.687-692，2016.7

(2-3) 高温加熱を受けたコンクリートの劣化性状及び受熱温度の推定方法（都城高専）

1) はじめに

本研究は、高温に晒されたコンクリートについて実験検討し、福島第一原子力発電所などのように想定外の高温に晒されたコンクリートの受熱温度と性能劣化の関係を検証するとともに、加熱後に水分供給を行ったコンクリートの性能回復及び定量的な色分析による高温加熱を受けたコンクリートの受熱温度の推定方法について検討を行った。

2) 実験概要

2-1) コンクリートの使用材料

本実験に供した試験体の材料には普通ポルトランドセメント（密度 3.14g/cm³）、フライアッシュ 2 種（密度 2.33g/cm³）、鹿児島県大崎町産陸砂（絶乾密度 2.53g/cm³、吸水率 1.83%）及び宮崎県有水産砕石（最大寸法 20mm、絶乾密度 2.61g/cm³、吸水率 1.03%）を使用した。

2-2) 試験体用コンクリートの配合及び品質

試験体用コンクリートの配合及び品質を表 3.1.5-3 に示す。試験体の配合は、福島原子力発電所第 3 号機に使用されたコンクリートに類似したものとなるようにした。なお、同機の遮蔽用コンクリートには収縮性が低い改良型フライアッシュセメント B 種が使用されていたが[1]、本実験では、結合材に普通ポルトランドセメント単味（記号：F₀）、フライアッシュ置換率 10%（記号：F₁₀）及び 20%（記号：F₂₀）のものを実験に供した。

表 3.1.5-3 コンクリートの配合及び品質

記号	水結合材比 (%)	単位水量 (kg/m ³)	単位質量 (kg/m ³)				スランブ (cm)	空気量 (%)	28日強度 (N/m m ²)
			セメント	フライアッシュ	細骨材	粗骨材			
F ₀	54	178	330	—	705	1028	12.5	4.2	33.0
F ₁₀			297	33			18	4.2	29.1
F ₂₀			264	66			19	3.9	26.8

2-3) 実験方法

試験体形状は 100φ×200h の円柱供試体とし、試験体は材齢 28 日まで標準養生を施した後、気温 20±2℃、相対湿度 60±5% の環境下で 1 週間以上乾燥させ、電気炉で高温加熱を施した。

加熱時の最大温度は 300℃、500℃、650℃、800℃及び 1000℃の 5 水準とした。加熱は、いずれの最大温度においても、常温時から 180 分間で最大温度に達するようにし、最大温度は 360 分間維持するようにした。また、加熱後、再び 28 日間の標準養生を施した試験体（給水処理を施した試験体）も準備し、一旦高温に晒されたコンクリートが給水によりどのような性状変化を生じるかについても検討を行った。

2-4) 測定項目

① 圧縮強度

加熱後及び加熱後給水処理を施した各試験体に関して圧縮強度試験を実施し、標準養生供試体の 28 日強度との比較を行った。

② 動弾性係数

加熱直前、加熱後及び加熱後給水処理を施した各試験体に関して「JIS A 1127 共鳴振動によるコンクリートの動弾性係数、動せん断係数及び動ポアソン比試験方法」に準拠して縦振動法により各試験体の動弾性係数を測定した。

③ 水銀圧入試験

加熱後及び加熱後給水処理を施した各試験体に関して、水銀圧入試験を実施し、セメント硬化体組織のポロシティを測定した。

④ 色分析

色彩色差計（K 社 CR-10）を用い、加熱直前及び加熱後の試験体端面の表面色を「JIS Z 8730 色の表示方法—物体色の色差」に準じて L*a*b*表色系で測色し、両者の差 ΔL、Δa*、Δb*及び色差（ΔE）を求めた。

3) 実験結果及び考察

3-1) 圧縮強度

加熱温度と標準養生 28 日強度との強度比の関係を図 3.1.5-19 に示す。加熱後、加熱温度 300℃ではいずれの配合のものも大きな強度低下は認められなかった。また、加熱温度 500℃では、フライアッシュを混入したものの強度比は約 80%、フライアッシュ無混入のものは約 60% となった。さらに、加熱温度が 650℃以上になると、いずれの配合のものも強度比は 50% を下回り、800℃で 10%、1000℃では 5% と強度は大きく低下した。

一方、加熱後 28 日間の給水処理を施した試験体においては、300℃及び 500℃ものは給水処理を施しても強度増大は認められなかったが、650℃のものは、フライアッシュを混入したものは 80%、フライアッシュ無混入のものは 70%程度まで強度が回復していることが確認できた。

一般に、加熱により低下した強度は期間が経過するとある程度回復し、受熱温度が 500℃以下であれば、再使用に耐えられるまで回復するといわれているが、本実験の範囲内では 650℃までであれば、給水により大きな強度回復を認めることができた。なお、1000℃まで加熱されたものは給水を施しても、強度の回復を認めることができなかった。

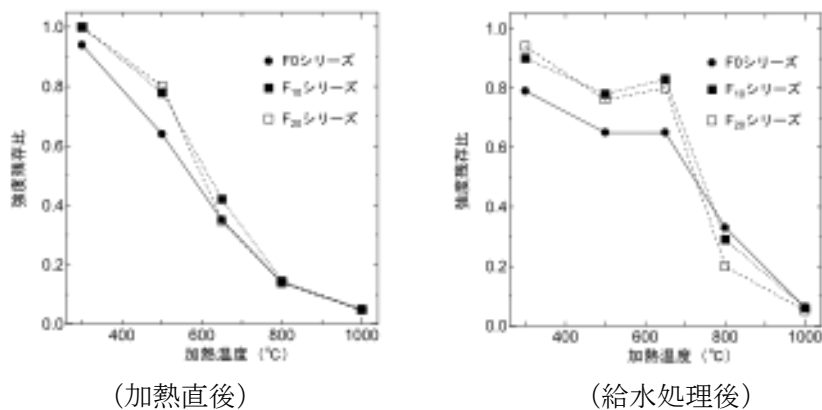


図 3.1.5-19 加熱温度と圧縮強度比の関係

3-2) 動弾性係数

加熱温度と加熱前後の動弾性係数比の関係を図 3.1.5-20 に示す。加熱直後、300℃から 800℃までの加熱温度においては、動弾性係数の低下率は強度に比べ大きくなることは明らかである。この傾向は加熱温度 300℃及び 500℃の比較的低い加熱温度においても顕著にあらわれており 300℃では約 60%、500℃では約 50%まで動弾性係数は低下した。

一方、給水処理を施すことによる動弾性係数の回復は強度のものに比べ顕著であり、いずれの配合のものも 650℃のもので 80%、800℃においても 60%程度までに回復した。

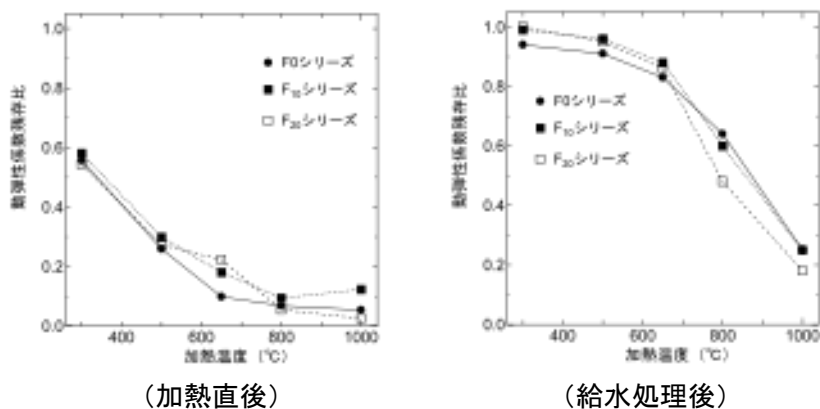


図 3.1.5-20 加熱温度と圧縮強度比の関係

3-3) ポロシティ

水銀圧入試験結果より得られた各試験体の硬化体組織のポロシティを図 3.1.5-21 に示す。

いずれの試験体も加熱温度が増大するとポロシティは増大した。しかし、給水処理を施すと加熱温度 650℃までのものであれば、ポロシティは大きく減少し、硬化体組織が緻密化していることが確認できた。このことは、圧縮強度及び動弾性係数の回復傾向と合致している。

このことから、受熱温度 650℃までであれば、コンクリート中には、再水和可能な結合材成分がかなり残存しているものと考えられる。

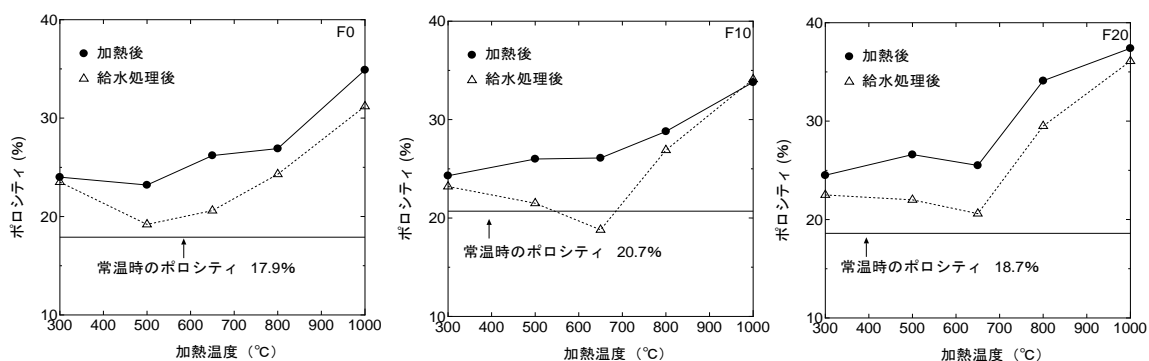


図 3.1.5-21 各試験体の加熱温度とポロシティの関係

3-4) 色分析結果

① 色差 (ΔE)

各試験体の加熱温度と色差 (ΔE) の関係を図 3.1.5-23 に示す。いずれの試験体も加熱温度 300℃の場合でも色差は 1.5 を超えており、NBS 単位 (米国標準局) の知覚基準による色差値の評価では色の変化は「noticeable (かなり感じられる)」という評価になった。しかし、色差は加熱温度により大きく 2 分される傾向を示した。300℃及び 500℃では、色差は 6.0 以内に収まっていたが、650℃~1000℃では大きくなり、6.0 を超えていた。知覚基準による色差値の評価では 6.0 以上になると色の変化は「much (大きい)」という評価になる。また、フライアッシュを 20% 混入したものは 500℃以下までは色の変化が比較的少ないことが明らかになった。

② Δa^*

各試験体の加熱温度と Δa^* の関係を図 3.1.5-24 に示す。いずれの配合のものも 800℃までは Δa^* はプラス側を示しており、若干赤味を帯びていることが確認できた。しかし、1000℃になると Δa^* は大きくプラス側に変動した。この傾向はフライアッシュを多く含むものほど顕著にあらわれた。

③ Δb^*

各試験体の加熱温度と Δb^* の関係を図 3.1.5-24 に示す。いずれの配合のものも 300℃及び 500℃ではプラス側となり黄味を帯びているが、650℃では -3.0 と大きくマイナス側に転じ、最も青味を帯び、800℃でも若干青味を帯びているものがあることを確認できた。しかし、いずれの配合のものも 1000℃になると大きくプラス側に転じ、黄味を帯びていた。

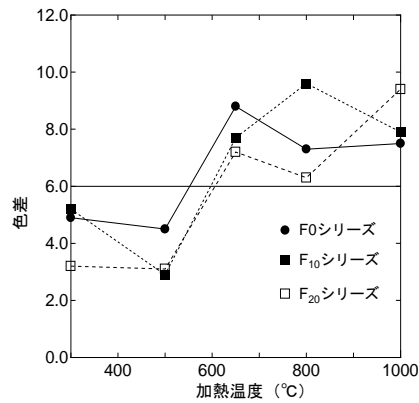


図 3.1.5-22 加熱温度と色差 (ΔE) の関係

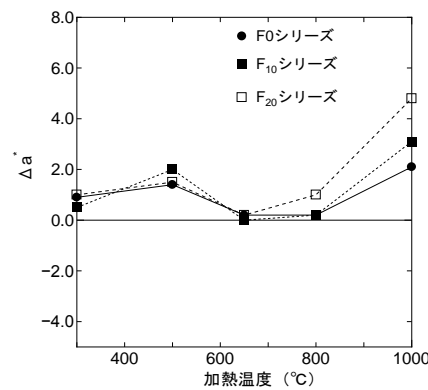


図 3.1.5-23 加熱温度と Δa* の関係

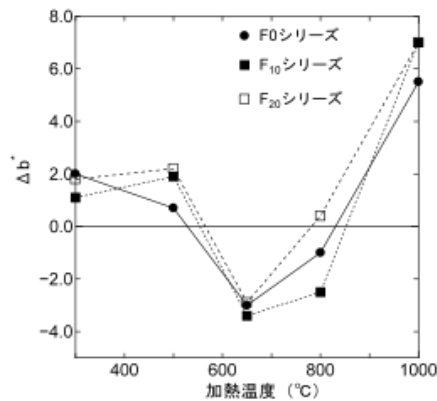


図 3.1.5-24 加熱温度 Δb* の関係

以上のことから、加熱を受けたコンクリートは、常温時（健全時）のものとの色差を測定することにより、ある程度の受熱温度の推定は可能であり、コンクリートの損傷度と修復の可否を判断できると考えられる。すなわち、図 3.1.5-25 に示すように、健全時の状態のものとの色差が 6.0 未満のものは受熱温度が 650°C 未満であるため、再使用可能である。また、色差が 6.0 を上回っても、 Δb^* が -3 程度と大きく減少しているものは受熱温度が 650°C 程度であり、水分供給を行うことにより、ある程度の性能回復を望めると考えられる。

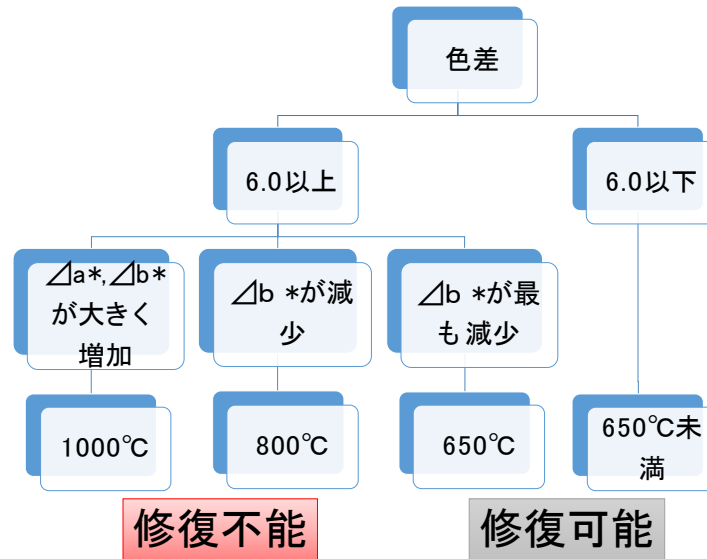


図 3.1.5-25 色分析による受熱温度の推定

4) まとめ

本実験結果をまとめると以下のとおりである。

加熱温度 500°C までであれば、強度は常温時の 80% 程度までに留まった。また、加熱後も給水処理を施せば、加熱温度が 650°C の場合でも 80% 程度まで回復した。一方、加熱されることによる動弾性係数の低下は、強度に比べより一層顕著であったが、給水処理を施すことによる回復も大きかった。

また、高温に晒されたコンクリートは、定量的な色分析により受熱温度の推定が可能となり、コンクリートの損傷程度及び修復の可否の判断は可能であると考えられる。

参考文献

- [1] 野村顕雄、田中宏志、白阪靖人、福島原子力発電所第 3 号機工事記録、コンクリートジャーナル、vol. 12、No. 6、pp. 72-81、1974. 2
- [2] 日本建築学会、建築工事標準仕様書・同解説、JASS 5N 原子力発電所における鉄筋コンクリート工事、2013
- [3] 日本コンクリート工学会、コンクリートの診断技術 '16、2016
- [4] 山下平祐、穴倉大樹、コンクリートの高温時力学特性に及ぼす養生条件と水セメント比の影響 その 1 応力-ひずみ関係、建材試験情報、vol. 52、pp. 7-12、2016. 2
- [5] 山下平祐、穴倉大樹、コンクリートの高温時力学特性に及ぼす養生条件と水セメント比の影響 その 2 全ひずみ実験・変位拘束実験、建材試験情報、vol. 52、pp. 8-11、2016. 3

(3) 物理/化学的性質及び強度の推定 II (炉内機器)

(3-1) 格納容器の劣化評価

1) 目的

1 号機から 3 号機は過酷事故を生じ、運転中に生成された放射性物質の一部を環境に放出した

と考えられる。放射性物質の放出経路には幾つか考えられようが、内圧が上昇し、さらに加熱された格納容器のフランジを含む接合部などからの気体の漏洩により生じたとの指摘も多い[1]。一方、現状では開口部からの規模が大きい放射性物質の放出は生じておらず、格納容器自体の強度も、或る程度までは確保されていると考えられる。

しかし、今後、炉内の熔融凝固した燃料、損傷を受けた炉内機器、損傷を受けた圧力容器の部材などを十分に安全性高く解体し取出す過程で、格納容器が重要性の高い構造物や強度部材として利用される可能性は残されていると考えられる；例えば、デブリを水没させて取出し作業を行う場合には、水の重量を支える必要が生じるであろう。このため、過酷事故時に損傷を受けたと考えられる格納容器の残存強度の推定は重要であり、これを行うために必要となる材料の強度の推定、及び材料強度から構造の破壊条件を把握する手法の検討などを行う。

2) 対象とする格納容器の受けた損傷及び構造強度の評価法

このように、格納容器には一定の強度が期待されると思われるが、しかし、今後、エネルギープラントの機器としては使用されることは無いはずであり、要求される強度レベルも運転可能な機器に要求されるものよりも低くし得るであろう(例えば、マージンを合理的に下げるなど)。

このような背景を考慮し、事故の過程で損傷を受けた可能性がある格納容器が持つと考えられる残存強度の推定に資する、

(i) 材料強度の分布(範囲)、及び

(ii) 構造強度の評価手法(必要な補正を含む)、及び

に関して、これらの概要を把握することを目標に設定する。

過酷事故の過程で、格納容器は損傷を受けているものと考えられる。しばしば指摘される損傷原因は、格納容器のベントの遅れによる高い内圧、圧力容器の過熱や熔融燃料による加熱、海水の導入による腐食などがあり、例えば、原子力機構や東北大学では、腐食や腐食による減肉の影響について検討を加えているとされている[2]。但し、海水の塩分による影響については、今までのところ、余り強いものではないとの評価結果となっているようである[3]。

一方、圧力容器や圧力容器のペDESTAL部分などについては、熔融した燃料による熱影響に関する指摘が行われている[4]。また、少なくとも1号機については、緊急炉心冷却系が殆ど働かなかず、熔融燃料がペDESTAL外部にまで広がったことは否定できないとされている[5]。すなわち、格納容器の一部に、極めて高い温度までの過熱が生じた可能性は考慮しておく必要がある。

ところで TMI-2 プラントでは、相当な規模での燃料の熔融は生じたが、圧力容器から漏洩を生じることは無かった。この原因の一つに、圧力容器の底部に熔融燃料が達した時点で冷却水が供給され、冷却が間に合い漏洩が回避されたとの指摘がある[6]。過酷事故を生じた福島のプラントでは、事故発生後から数日以降は冷却水の注入が行われるようになった。TMI-2 の圧力容器の一部で生じたようなことが、福島の格納容器でも生じたかどうか明示することは困難だが、しかし、鋼材は焼鈍による軟化とともに、加熱後の冷却速度によっては脆化も生じ得る。状況把握が進んでいない現状では、或る程度、条件の幅を広げた検討を行っておく必要もあると考える。

ここでは、材料特性に最も大きな影響をもたらし得る原因の一つと考えられる、熔融燃料などによる高温までの過熱と、その結果生じ得る材料特性の変化の影響について、範囲を大きめに取って、(i)材料強度の分布、及び(ii)構造強度の評価手法(必要な補正を含む)についての概要を把握することとする。

構造の強度評価(機器の劣化評価)を行うには、荷重についても想定を行う必要がある。ここでは、最も単純に「単調な荷重」が加わるものとし、これにより大きな塑性変形や亀裂の進展などが生じる条件を評価することを目指すものとする。荷重は、既に記したように、熔融して凝固した燃料などの取りだし時に加わると考えられる荷重、或は、大きな地震動などが考えられる。しかし、このような過程で加わると推定される荷重を特定できる段階には無く、また地震動による荷重は繰り返し加わるものであるが、一般に地震動の繰り返し数は限られ、加えて最も大きい荷重により損傷が支配される傾向が強いと考えられるため、今回の検討では、荷重の繰り返しの影響は評価しないものとする。

次に、構造の強度の評価法について検討する。強度や健全性の要求値には様々なレベルがあるが、少なくとも、放射性物質を閉じ込める機能を保持する必要がある。この機能に対する機器の変形の影響は必ずしも明瞭ではないが、格納容器の部材に過大な変形や破断、さらには亀裂の進展が生じれば、閉じ込め機能を大幅に損なうことは容易に想像される。従って、当面は、このような格納容器に「破壊」が生じるかどうかについて、検討の主な対象とする。

このような短時間の負荷下での構造物の「破壊評価」の方法として、例えば、炉内機器などについては、しばしば、二倍勾配法が用いられ、また、亀裂の影響まで評価できる2パラメータ法も適用してよいとされている[7]。ここでは、2パラメータ法の適用を前提にし、さらに今後の精度向上をも考慮しつつ検討を進める。

以上をまとめる(実施項目)。

(i)材料強度として、少なくとも2パラメータ法に必要となる引張特性(真応力-真歪み関係を含む)及び破壊靱性値と、事故時の熱影響を考慮したこれらの材料特性値の分布の推定を行う(今年度は、後述するが焼鈍状態に近いと考えられる模擬材料の特性を評価)

(ii)構造強度の評価手法(必要な補正を含む)として、2パラメータ法などの適用を前提にしつつ、単純化した格納容器部材(平板、管など)について、材料特性変化(必要に応じて欠陥の影響を考慮)による格納容器(部材)の強度の分布(範囲)の検討

3) 材料試験の方法、結果及び考察

格納容器の鋼材は、例えば、SGV480 などと思われる[3]。また、代表的な板厚は、プラントに依るであろうが30-55mm程度の範囲に入ると考えられる[8]。

今回は、アーカイブ材などのSGV480鋼の入手が困難であった。そこで、熱履歴の影響の概要把握については、一般に知られている成分依存性なども参照し、概要を把握することとする。

特性評価の対象とした鋼は、東北大学から入手した SA738B 鋼(溶接金属部を含む)及び STS370 鋼(JFE 製、(株)三立総業から入手)である。このうち SA738B 鋼(0.09C-0.2Si-1.45Mn-0.005P-0.001S-0.28Cu-0.55Ni-0.04Cr-0.23Mo-0.04V-0.02Nb-Fe; 焼き入れ焼き戻し材)は、事故を起こした福島第一原子力発電所の格納容器よりも新しい格納容器に使用されている鋼で、強度は SGV480 鋼に比べて高いようである[9]。一方、STS370 鋼は管材であるが、化学組成(0.14C-0.17Si-0.49Mn-0.008P-0.005S-Fe)は SGV480 鋼に近い。最終熱処理は約 1000°Cから熱間加工仕上げである。

3-1) 強度特性の測定

破壊評価法として 2 パラメータ法を用いる場合には、少なくとも、(i) 加工硬化挙動の評価を含む引張特性、及び(ii) 破壊靱性値(線形及び弾塑性破壊靱性特性)を評価する必要がある。

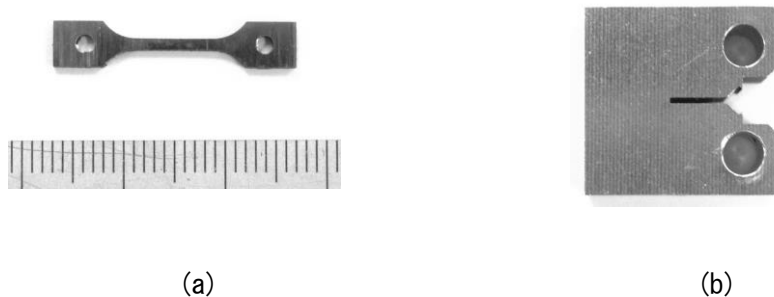
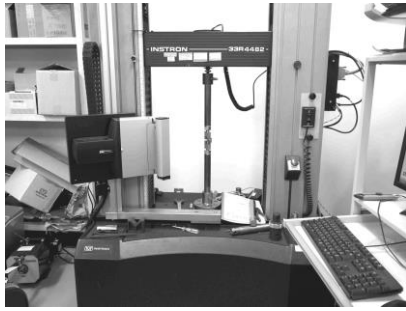


図 3.1.5-26 母材の試験に使用した(a)引張試験片と(b)CT型破壊靱性試験片

破壊靱性試験に用いるコンパクトテンション(CT)型試験片の板厚を 10mm~17mm としたが、この場合、破壊靱性値の大きさに比べて板厚などの寸法が小さく、破壊靱性値の測定値が有効範囲外となる可能性がある。

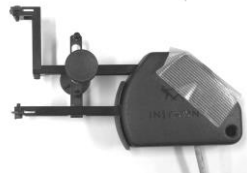
試験に用いた、荷重負荷装置(インストロン製 4482 型)、レーザー式伸び計(引張試験に使用; インストロン製)、クリップゲージ、治具、破壊靱性試験用疲労亀裂導入治具を図 3.1.5-26 に示す。また、引張試験用の試験プログラムには、BlueHi113 型(インストロン社製)を用い、破壊靱性試験は BlueHi113 型の機能の一部を用いて実施した。引張試験及び破壊靱性試験は、それぞれ、ASTM の E8M 及び E813 (E1152 などとも参考にした)に準拠した方法で行った。



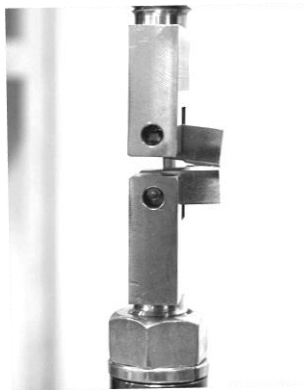
(a)



(b)



(c)



(d)



(e)

図 3.1.5-27 試験に用いた(a)荷重負荷装置、(b)レーザー式伸び計、(c)クリップゲージ(エッジを付して用いた)、(d)破壊靱性試験治具、(e)疲労亀裂導入治具

3-1-1) 引張試験

これまで、STS370 鋼などの受け入れ材の強度については示してきた(例えば、STS370 鋼の降伏応力、引張強さ及び全伸びは、それぞれ、299MPa、410MPa 及び 48%)。

一方、熱履歴を与えると、これらの特性が変化する場合が生じる。例として、700℃で 300 時間、725℃で 100 時間保持後に炉冷した場合における公称応力歪み関係を図 3.1.5-28 及び図 3.1.5-29 に示す。ここで、725℃で 100 時間保持した鋼の室温での降伏応力は 170MPa、引張強さは 276MPa、均一伸びは 24%、さらに全伸びは 37%であった。降伏応力は、受け入れ材の値の 60% 以下に減少した。

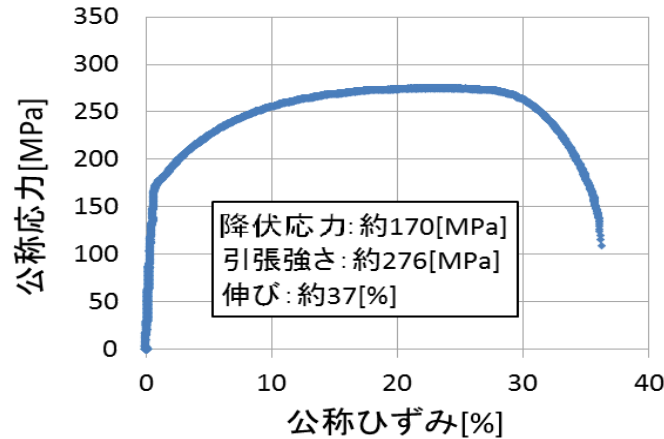


図 3.1.5-28 引張試験による公称応力-歪み関係の例

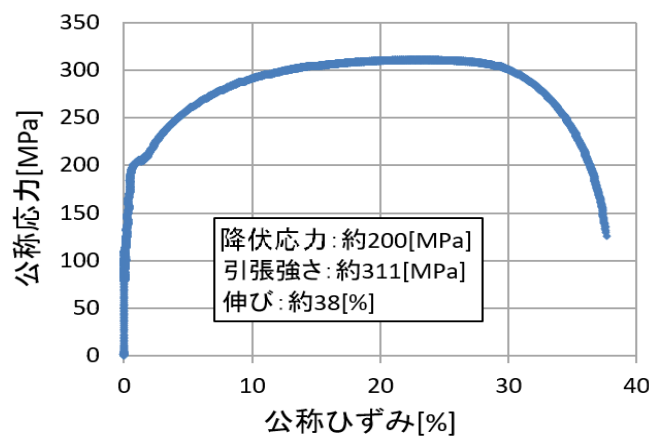


図 3.1.5-29 真応力-真歪み関係の例(最大荷重点までの範囲)

3-1-2) 破壊靱性試験

弾塑性破壊靱性試験では、「亀裂長さ」と試験片に加えた荷重と荷重点変位から求められる「亀裂を進展させる力」の関係である R カーブを作製する必要がある。このため試験中での亀裂長さの測定が必要になる。この方法には、電位差法や除荷コンプライアンス法が用いられるが、ここでは、ASTM の E813 (E1152 などとも参考にした) に準拠した。

試験中には、連続的に負荷と変位の関係を記録すると共に、部分的に除荷を行い、この際の弾性的な変形から試験片のコンプライアンスを評価し、これから亀裂の長さを推定した。規格化した亀裂長さ (a/W) とコンプライアンスの関係については次式を用いた。

$$C_{iLL} = \frac{1}{EB_e} \left(\frac{W+a}{W-a} \right)^2 (2.163 + 12.219(a_i/W) - 20.015(a_i/W)^2 - 0.9925(a_i/W)^3 + 20.609(a_i/W)^4 - 9.9314(a_i/W)^5) \quad (1)$$

ここで、 C_{iLL} は荷重荷重系における試験片の荷重点でのコンプライアンス、 E はヤング率、 B_e は試験片厚さ、 $(W-a_i)$ はその時のリガメント長に相当する。

荷重及び荷重点変位から得られる「試験片に加えた荷重によるエネルギーの値である J 値」（ここで、J 値は、J 値の弾性変形成分と塑性変形成分の和である）と、亀裂進展量の関係である R カurveの例を図 3.1.5-29 に示す。この R カurveは、STS370 鋼の受け入れ材のものであるが、図から分かるように、亀裂進展時とされる 0.2mm オフセットでの J 値は、1068kJ/m² 程であった。また、R カurveとの交点を定めるための直線の傾きを $2\sigma_y$ とした。

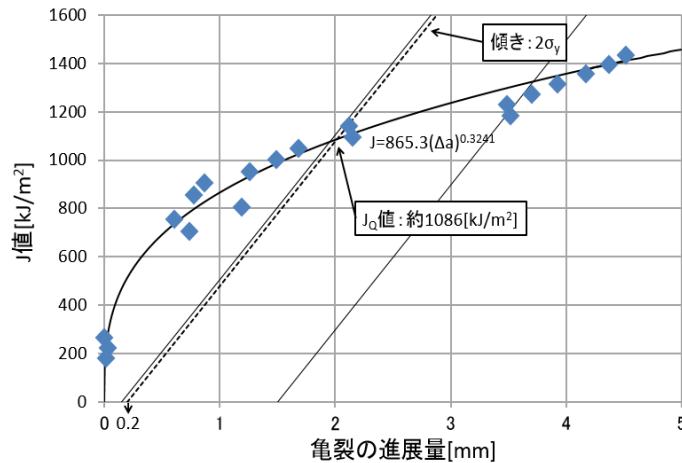


図 3.1.5-30 STS370 鋼受け入れ材の R カurve

ところで、J 値の有効性と試験片寸法の関係は、しばしば、次式で示される。

$$B, b_0 = 25 \frac{J_Q}{\sigma_{ys}} \quad (3)$$

ここで、B 及び b_0 は試験片厚さ及びリガメント長である。試験の結果の有効性と試験片寸法の間関係を見ても、式からは、それぞれ 80mm 程度が要求されるが、これは今回使用した試験片の寸法よりも大きい(格納容器の典型的な板厚である 30-55mm よりも大きい)。従って、得られた値は、より大きな試験片で求めて得られる JIC 値とは差があると考えられるため(よりも低いであろう)、上図での J 値は JQ 値として扱う。

ところで、昨年度の報告でも、探索的にオーステナイト化温度以上から急冷した場合の R カurveを評価し、水中で冷却した場合に、J 値が 140kJ/m² 程度にまで低下することを示した。実際にはどのような冷却速度となったか明瞭でなく、加えて、場所により異なると考えられる。そこで、マルテンサイト変態が生じると考えられる温度付近での冷却速度をパラメータとした場合における破壊靱性値の測定を進めることにした。マルテンサイト変態の温度は、化学組成から計算により推定したが、 M_s 点は、概ね、435°C である。

冷却速度の測定には、試験片に深さ 10mm 程度の孔(直径 3mm)を付し、その中に熱電対を入れ、冷却時に連続的に温度変化を測り、この結果から冷却速度を把握するようにした。また、冷却速度をパラメータとするため、吐出速度を調節した水をシャワー状に掛ける、或いは、多量の水にどぶ漬けるなどの冷却方法の工夫を行い、冷却速度を調節するように試みた。なお、冷却時における熱電対への水の掛かり方によって、温度の測定値に違いが生じるため、熱電対を入れた穴

を粘土でシールするなどの処置も行った。

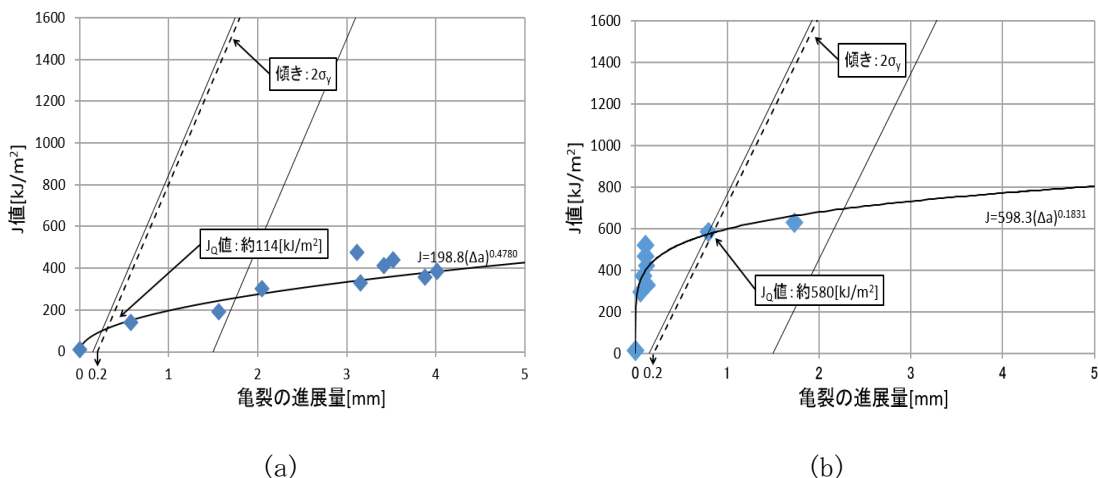


図 3.1.5-31 STS370 鋼急冷材の R カーブ

(a) 室温の水にどぶ漬けした場合(400℃付近での冷却速度は、-50℃/秒程度と思われる)、(b)水のシャワーで冷却した場合(400℃付近での冷却速度は、-10~-20℃/秒程度と思われる)

図 3.1.5-31 に冷却速度を変えた STS370 鋼試験片の R カーブを示すが、冷却速度が高い場合には、破壊靱性値が低くなっていることがわかる。なお、冷却速度が高い場合の亀裂が進展し始める J 値(0.2mm オフセット)は 114kJ/m² 程度であって、STS370 鋼受け入れ材の 1/10 程度となった。

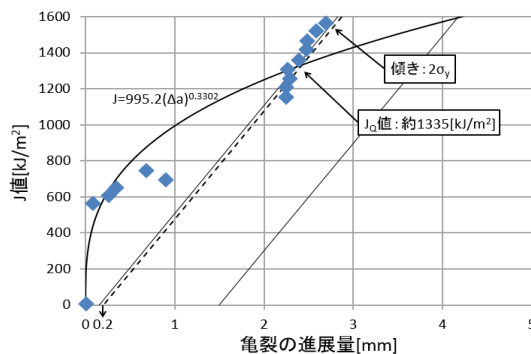


図 3.1.5-32 STS370 鋼高温保持材の R カーブ(650℃で 100 時間保持後、室温で試験)

高温での保持時間が長い場合には、徐冷の場合であっても炭化物の粗大化などのために靱性が低下する可能性がある。もちろん、既に示したように強度の低下も生じ得る。

図 3.1.5-32 に STS370 鋼高温保持材の R カーブを示す(試験は室温)。保持温度は 650℃で、保持時間は 100 時間である。亀裂成長が生じにくく、破壊靱性値は受け入れ材よりも高くなった。亀裂の成長が限られているため、より大きな試験片を使うと破壊靱性値はさらに高くなる可能性がありそうである。少なくとも、時効による靱性低下は観察されない。

3-2) 材料試験の結果

対象としている鋼構造物の強度評価を行うために最低限必要となる材料強度特性を評価するため、受け入れ材、急冷材、高温保持材(徐冷)などに対して、引張試験及び破壊靱性試験を行った。

この結果、引張試験から、受け入れ材での降伏応力が 300MPa 程度である STS370 鋼は、750℃での時効により大幅に軟化し、降伏応力が 170MPa 程度となった。高温での保持条件によっては、さらに軟化を示す可能性がある。

破壊靱性については、素材の寸法の点から、試験片厚さを 15mm~17mm とした CT 試験片(厚さ以外の寸法は 0.8TCT と同様とした)を用いた。オーステナイト化温度以上の温度からの急冷材では、破壊靱性値(J_0 値)が低くなったが、冷却速度を少なくするに連れて、破壊靱性値の減少は抑制された。また、高温での保持は、軟化と同時に、破壊靱性値の増加をもたらした。なお、ASTM 規格などで示されている試験片寸法についてであるが、急冷材で低い靱性値を示したものを除き、寸法への要求値は満たしていない(より大きな試験片を要する)。

3-3) 考察

塑性的な過大変形及び亀裂の大規模な進展の両方についての臨界的な条件を統一的に評価できる方法として 2 パラメータ法がある。この手法のうちの Option 1 と称される方法で得られる「破壊評価線図」(Fracture Assessment Diagram; FAD) [10]と、破壊靱性試験片を構造物と見立てた時の受け入れ材試験片中の亀裂の成長条件を比較すると、線図の直ぐに外側の領域で亀裂の成長が生じている [11]。より詳細な議論が必要であるが、2 パラメータ法の Option 1 を破壊条件評価にしようし得ることが示唆される。但し、亀裂の成長は安定的なものであり、主に、構造物の塑性的な変形が主体になる条件で生じたものである(破壊靱性値が高いことを反映している)。一方、高温での長時間保持の結果、降伏応力などの強度が大幅に低下している。加工硬化能を含めた解析が必要になるが、塑性変形が開始される応力が大きく低下したことは、構造物の塑性的な崩壊による破壊については、ある程度まで、発生し得る条件範囲が広がったことが示唆される。脆化の影響を含め、このような構造物の破壊条件とその特徴、特に、格納容器鋼の強度特性を俯瞰すれば、塑性的な挙動による構造物の破壊が生じる傾向が強いであろうことを意識した上で、材料強度特性と破壊評価線図などの破壊条件の関係を明らかにすることの必要性が改めて示されたと言えよう。

3-4) まとめ

高温での保持は、明瞭な脆化はもたらさなかったが、強度の低下をもたらすとの結果が得られた。試験片をオーステナイト化温度以上の温度域から水中などに入れて急冷した場合、破壊靱性値は大幅に低下した。

オーステナイト化温度よりも下の温度で長時間保持し徐冷した場合、破壊靱性値は増加し、明瞭な時効脆化は検出されなかった。

2 パラメータ法による解析結果を参照すると、どちらかといえば、塑性的な大変形を生じて、格納容器の破壊形態としては、塑性的な大変形に伴われた破壊が生じやすい傾向があるように見える。

参考文献

- [1] 例えば、岡芳明（「PCV 過温漏洩」として）
http://www.f.waseda.jp/okay/news/news_content/20120525_filter_vent.pdf
- [2] 国家課題対応型研究開発推進事業、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム、事業計画書、東北大学
- [3] 「福島第一原子力発電所事故に係る圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発—人工海水への照射済燃料成分の溶出と炭素鋼の腐食に及ぼす影響因子の評価—」、大洗研福島技術開発特別チーム福島燃料材料試験部、JAEA-Research 2014-007
- [4] 例えば、(i) IRID、平成 25 年度実績概要、「圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」、平成 26 年 5 月 29 日；(ii) [3]と同じ
- [5] 例えば、鈴木俊一(IRID)、「福島第一廃炉関連研究の状況と課題について」、IRID 研究開発部、平成 25 年 11 月 (p.14)
- [6] 例えば、Korth, G. E., OECD-NEA-TMI-2 Vessel Investigation Project. Metallographic and Hardness Examinations of TMI-2 Lower Pressure Vessel Head Samples, TMI V(92)EG01, Idaho National Engineering Laboratory, January 1992.
- [7] 例えば、(i) 日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン(シュラウド)」、(ii) 日本機械学会の維持基準の付録 E
- [8] 例えば、(i) 事故事象分析(2) 1F 事故事象に曝された原子炉格納容器のリークポテンシャルの検討、東芝-日立 GE ニュークリア・エナジー、2012 年 7 月 23 日；(ii) 渡邊望他、「原子炉格納容器用 SGV480 鋼の溶接後熱処理及び予熱省略施工法の確立」、三菱重工技報 vol.37 No.4 (2000-7)
- [9] 渡邊望他、「原子炉格納容器用 SGV480 鋼の溶接後熱処理及び予熱省略施工法の確立」、三菱重工技報 vol.37 No.4 (2000-7)、p.210
- [10] I. Milne, R. A. Ainsworth, A. R. Dowling, A. T. Stewart, “Assessment of the integrity of structures containing defects,” Int. J. Pres. Ves. & Piping 32 (1988) 3
- [11] 国家課題対応型研究開発推進事業、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム、H28 年度報告書、東北大学

(3-2) 圧力容器内機器の微細組織などへの熱影響の推定

1) 目的

福島第一原子力発電所の圧力容器内の機器は、事故前に中性子の照射損傷を、事故時に熱影響を受ける特徴的な履歴を経験したと考えられる。例えば、制御棒、残存した燃料、中性子束が高い領域に使用されたステンレス鋼については、事故前に微細組織、強度特性などへの中性子照射の影響が強く生じ、これに事故時の熱影響が加わり、その結果、特徴的な微細組織の形成などが生じたと推定される(TMI-2 の圧力容器鋼についても事故解析が行われている[1])。一方、機器の残存強度は、燃料デブリ取出し作業などを円滑に進めるために一定の重要性を持つと考えられ、微細組織からは事故時の熱履歴に加えて、残存強度に関する情報を得ることもできよう。そこで、このような特徴的な履歴を持つ構造材料の残存強度や微細組織の推定の基盤を形成するための実験的検討を行う。特に、照射損傷を受けたオーステナイト鋼の微細組織や強度への熱履歴の影響

評価を試みる

2) 材料試験の方法、結果及び考察

中性子照射材使用に先立ち、316NG 鋼(コベルコ)及び純ニッケルに 0.1-10dpa(主に 1dpa)まで 10MeV の Fe^{3+} を、JAEA の TIARA で照射した。同時に He^+ を 10appmHe/dpa となるように室温及び 300°C で照射した。照射後、熱履歴を与え、ナノインデンテーション硬さの変化及び透過電顕による微細組織観察を行った。

316 鋼(0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe)の試料を 1100°C で溶体化処理し、表面をバフ研磨、電解研磨(リン酸-硫酸-メタノール)にて仕上げ、イオン照射に供した。イオン照射では、弾き出し損傷と同時に He イオンの注入を行ったが、これはオーステナイト鋼中の B 不純物、Ni などからの核変換による生成を考慮したもので、今後、パラメータとして変化させることも考える。

照射後、エリオニクス製及びミットヨ製のナノインデンターにて、1g 程度の試験荷重(押し込み深さ 0.7 μm 程度に対応)で硬さ試験を行った。

次いで、真空中で熱履歴を与え、微細組織及び硬さの変化を測定した。微細組織観察については、主に、物材機構の収束イオンビーム加工装置(Hitachi NB-5000)にて薄膜試料を作製し、これを透過電子顕微鏡(JEOL-2000FX 型)にて観察した。

2-1) イオン照射

弾き出し損傷及び注入 He 原子の深さ分布を図 3.1.5-33 に示す。このように深さ 0.5-1.5 μm 程度の領域に、概ね、均一になるように He 原子を打ち込み、その深さ方向に中央の領域の弾き出し損傷量を代表値として設定した。

2-2) 硬さ試験

照射前の硬さは 1.9GPa 程度となった。イオン照射後には、硬さ値は 2.5GPa 程度に上昇した。400°C 及び 750°C の焼鈍(30 分間)で、硬さ値は、それぞれ 50% 及び 80% 程度の回復を示した。なお、硬さ試験をイオンの入射面に行っているため、硬さ値は、損傷量などの深さ分布の影響を受けており、数値は相対的な意味しか持たない点に注意が必要である。

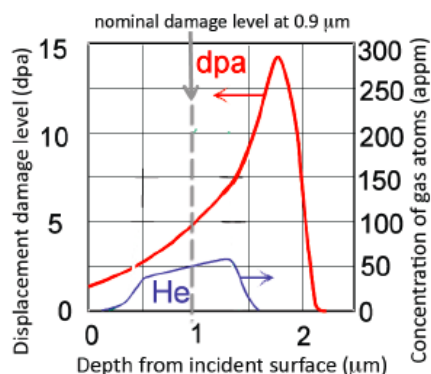


図 3.1.5-33 イオン照射での弾き出し損傷(主に鉄イオンによる)及び注入 He 原子の深さ分布

2-3) 微細組織変化

図に、試料表面から 1-2 μm 程度の深さの領域での微細組織を示す。試料には、照射した状態に加え、温度 400°Cから 750°Cの範囲で、300 秒から 10000 秒まで保持した後のものを用いた。試料の高温保持に先立ち、石英管に真空封入を行い、所定の温度にした電気炉に装荷し、冷却後に FIB などにより試料を作製した。

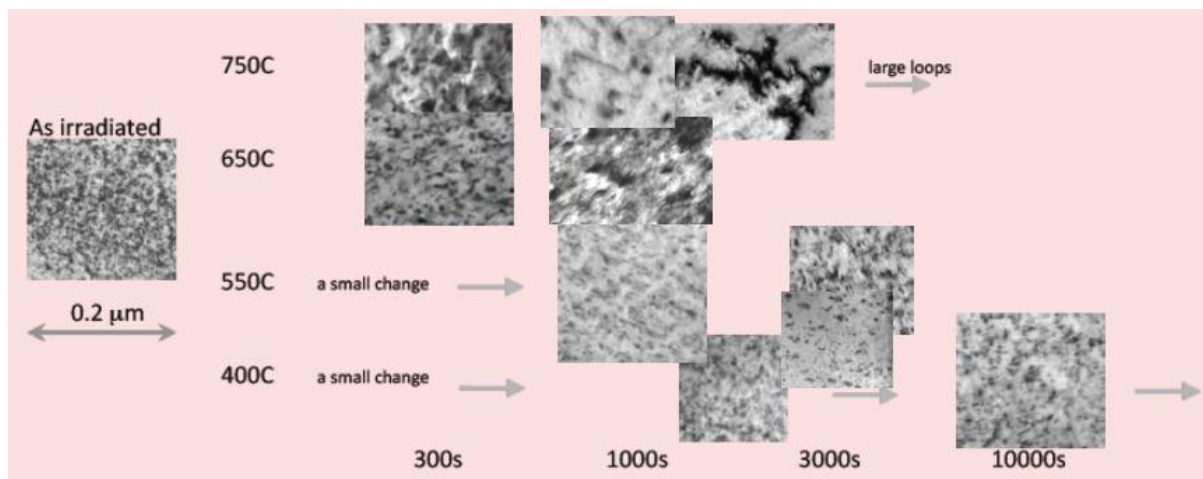


図 3.1.5-34 イオン照射及び照射後高温保持による微細組織の変化の概要

温度が高いほど、保持時間が長いほど、400°C及び 750°Cで 30 分間保持した後の試料の微細組織を示す。電子顕微鏡試料は FIB 加工で作製したが、これには物質材料研究機構の低炭素プロジェクト、日本原子力研究開発機構、日本電子のお世話になった。

図 3.1.5-34、一部を取り出して示すが、見られるようにイオン照射による弾き出し損傷で導入された微細な格子間原子型転位ループの大きさが高温下で増加するとともに、転位ループの数密度が減少することがわかる。

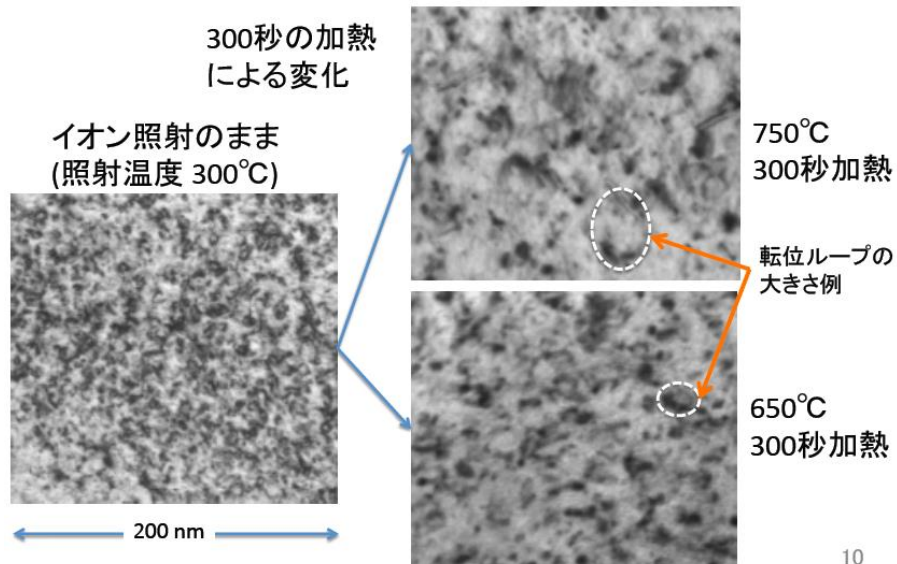
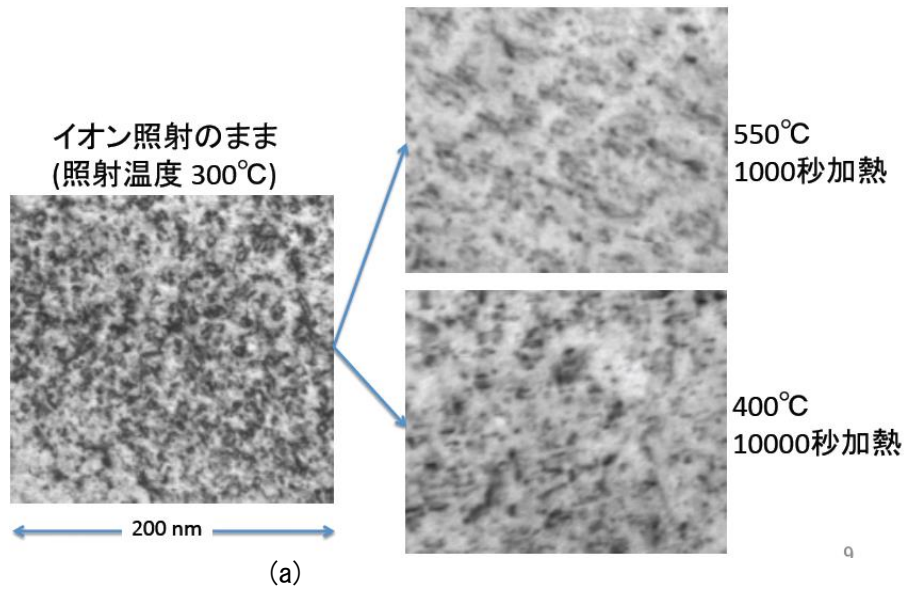


図 3.1.5-35 イオン照射及び照射後高温保持による微細組織の変化
保持温度は、(a)400°C及び 550°C、(b)650°C及び 750°Cとした。

微細組織は、前記のように高温での保持によって転位ループの大きさ(300°Cでの照射後は、10nm 程度)が増加するとともに、数密度が減少した。この結果をまとめたものを、図 3.1.5-35 に示すが、このように単純な関係を呈する。ここで単位体積中の転位ループの面積の合計と数密度の積を求めると、高温での保持(焼鈍である)によってあまり変化しないことがわかる。すなわち、格子間原子の総数は、高温での保持の間に、大きく変わらないのである。このことは転位ループの成長と数密度の減少がオストワルド成長的に生じたことを示唆するように思われるが、格子間原子の生成エネルギーが大きいと考えられることを考慮すると、そのような機構では説明が

困難な部分があると考えられる(転位からの格子間原子の放出が容易でないため)。

この機構の理解にもつながるが、このような微細組織変化速度の温度依存性について検討する。図 3.1.5-36 が示唆することは、今回の高温保持の範囲では、転位ループの数密度の変化と、転位ループの大きさの変化は従属的と言うことである(積が一定)。従って、ここでは転位ループの数密度の減少に着目する。速度として、数密度の逆数の時間変化を扱うことにして、各温度での保持時間 1000 秒の時点における速度を実験結果から推定し(内挿など)、これを温度の逆数の関数としてみることで、転位ループの数密度の変化速度に関する見かけの活性化エネルギーを評価すると、概ね、2.7eV 程度となり、原子空孔の移動の活性化エネルギー程度になることがわかる。これから、微細組織の変化は、格子間原子の生成や移動によると言うよりは、原子空孔の移動を介して生じた現象と推定されるが、機構の詳細についてはさらなる検討を要する。

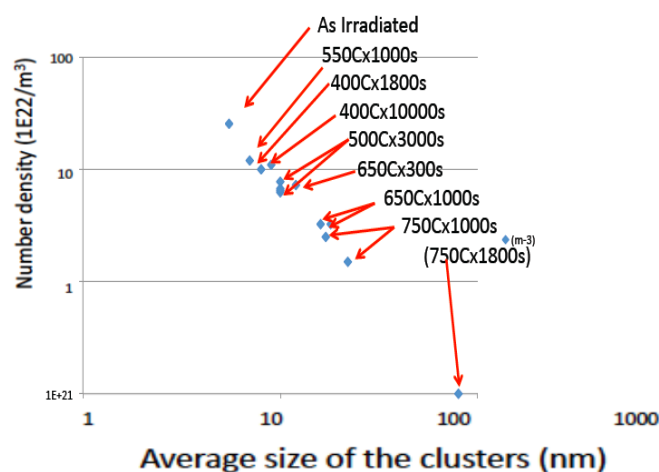


図 3.1.5-36 高温での保持による転位ループの大きさと数密度の変化

3) 結果

316 鋼に、イオン照射で弾き出し損傷を与え、さらに高温で保持することで、事故時に生じる微細組織(損傷組織)への熱影響の概要を把握するための微細組織変化を生じさせた。高温での保持(焼鈍)による変化は、主に、格子間原子型転位ループの寸法の増加と、格子間原子型転位ループの数密度の減少である。これは、中性子照射材で知られている挙動と同様である。従って、微細組織から、事故時の温度履歴についての情報を抽出し得ることが示された。微細組織の変化速度の保持温度依存性を解析すると、原子空孔の移動の活性化エネルギーに近い値となった。

参考文献

[1] 例えば、Korth, G. E., OECD-NEA-TMI-2 Vessel Investigation Project. Metallographic and Hardness Examinations of TMI-2 Lower Pressure Vessel Head Samples, TMI V(92)EG01, Idaho National Engineering Laboratory, January 1992.

(4) CT法などによる試料観察（再委託先：JAEA）

X線CT法などにより、加熱で損傷を受けたコンクリートの損傷状態の観察と密度評価を実施している。昨年度は、直径6cm程の円柱状のコンクリート試料の中心に付した、直径1cm程の穴にアルミニウム棒及び銅の棒を入れて加熱溶解した試料のCT観察を行なった。今年度についても同様に、コンクリートと熔融金属とを接触させた試料を観察するためのCT装置でX線照射を行うための試料コンテナの用意を行なった。

3.1.6 作業環境と研修内容の改善による作業安全性向上の可能性

(1) 原子力に対する若い世代の意識の視点から（福島高専）

1) 取り組み

原子力災害の収束には、およそ30年から40年の歳月を要するといわれている。まずは、長期の作業に携わっていく、若手人材市場の意識を把握し、人材育成を行うことが重要課題であると考えられる。そこで、高専間のネットワークを活用し、アンケート調査を実施した。アンケート内容は以下の通りである。

- ①原子力発電所は今後も重要なものだと考えますか。
- ②電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか。
- ③自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は安全に行われていると思いますか。
- ④核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送されることができると考えますか。
- ⑤原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか。
- ⑥過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか。
- ⑦2011年の福島第一原子力発電所事故はあなたの原子力発電推進にどのような衝撃を与えましたか。（自由記述）

2) アンケート結果

i) 日本の学生

全国の高専の中で回答を得ることができたのは、18か所の高専、計1,240名である。各高専の場所、そして人数は以下の通りである。

・東日本地区（北海道・東北・関東信越・東海北陸）

八戸高専（5名）・鶴岡高専（81名）・福島高専（342名）・茨城高専（48名）・小山高専（28名）・木更津高専（8名）・東京高専（3名）・長野高専（324名）・富山高専（4名）

・西日本地区（近畿・中国・四国・九州）

奈良高専（162名）・広島商船高専（46名）・阿南高専（48名）・香川高専（41名）・高知高専（3名）・久留米高専（5名）・北九州高専（4名）・熊本高専（63名）・都城高専（25名）

ii) フランスの学生

対象としたのはIUTの学生である。IUTとはInstitut Universitaire de Technologieの略で、

技術短期大学部を意味する。フランス全土におよそ 100 の IUT が設置されている。教員のメンバーは、高等教育の教員、中等教育の教員、企業人（経営者や管理職など）によって構成される。終業年限は 2 年である。フランス北部に位置する、カレーとリールの IUT 生から計 108 名の回答を得た。そして人数は以下の通りである。

カレー (IUT du Littoral Côte d' Opale - site de CALAIS) 38 名

リール (IUT A de Lille) 70 名

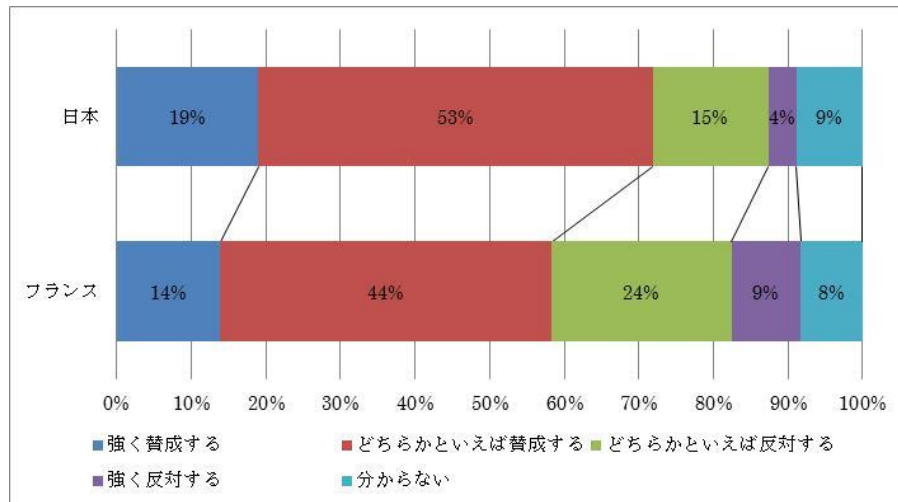


図 3.1.6-1 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか？

2 項目目「原子力エネルギーの使用について」では、フランスのカレー、リールより日本の方が「賛成する」という意見の割合が高い結果となった。

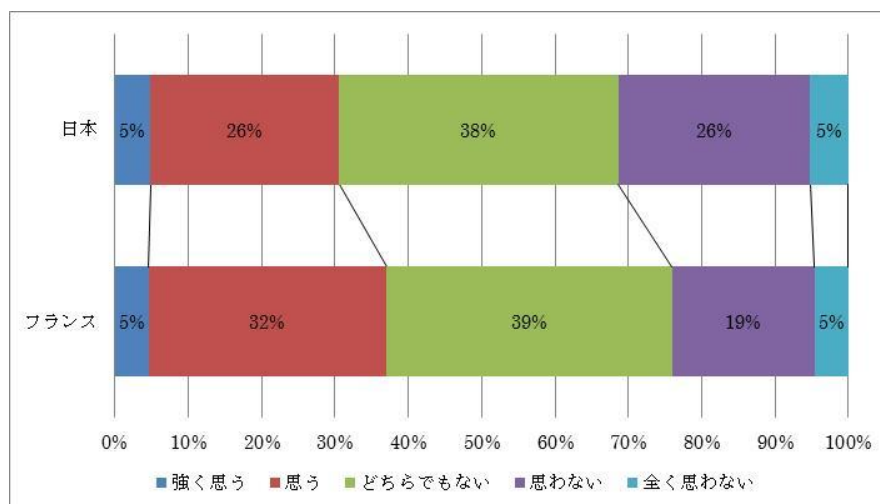


図 3.1.6-2 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は現在も安全に行われていると思いますか？

3 項目目「原子力発電所の運用について」では、フランスのカレー、リールの方が日本より「安全に行われていると思う」という割合が高い結果となった。

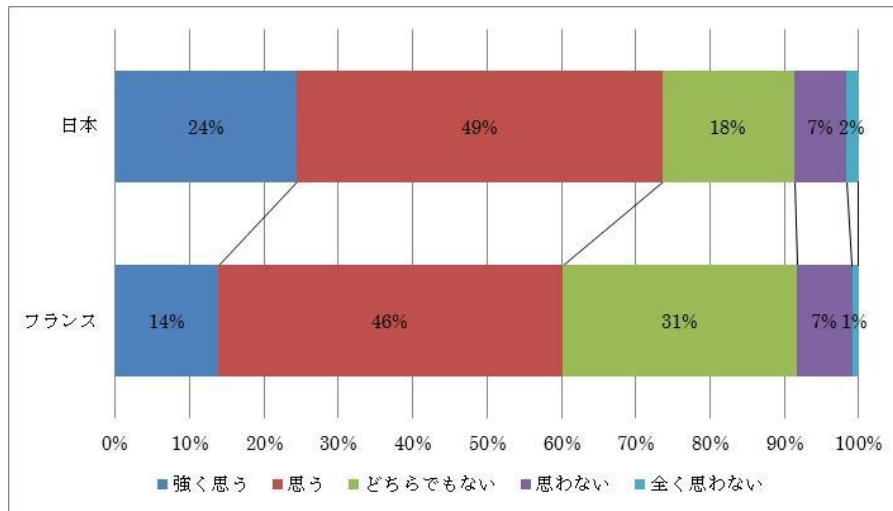


図 3. 1. 6-3 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？

6 項目目「核廃棄物対処計画への心配について」では、フランスのカレー、リールより日本の方が「心配であると思う」の割合が高い結果となった。

1 項目目から 6 項目目の結果を、グラフを用いて比較した結果、フランスのカレー、リールと日本の 18 か所の高専との間で、特に大きな違いがあるものはなかった。

原子力発電に対する意識について、地域によって差があるか否かを調べるために、2 つの変数に関連性があるか、つまり 2 変数の独立性を検定していく。

帰無仮説 (H0) を「地域と回答は関係ない」つまり、「2 変数は独立である」とし、対立仮説 (H1) を「地域と回答は関係ある」つまり、「2 変数は独立でない」とした。また、有意水準を 5%として検定を実施した。

表 3. 1. 6-1 独立性の検定

検定の仮説		H0: 地域と回答は関係ない(2変数は独立である)						
		H1: 地域と回答は関係ある(2変数は独立でない)						
1. 原子力発電は今後も重要なものだと考えますか？								
実測値	地域	重要である		どちらかといえば重要である		回答		計
		重要である	どちらかといえば重要である	あまり重要でない	重要でない	分からない		
	フランス	20	48	26	10	4		108
	日本	553	442	98	34	113		1240
	計	573	490	124	44	117		1348
期待値	地域	重要である		どちらかといえば重要である		回答		計
		重要である	どちらかといえば重要である	あまり重要でない	重要でない	分からない		
	フランス	45.9080119	39.25816024	9.934718101	3.525222552	9.37388724		108
	日本	527.091988	450.7418398	114.0652819	40.47477745	107.6261128		1240
	計	573	490	124	44	117		1348
カイ2乗値	地域	重要である		どちらかといえば重要である		回答		計
		重要である	どちらかといえば重要である	あまり重要でない	重要でない	分からない		
	フランス	14.6210879	1.946595612	25.9789236	11.89222592	3.080756503		57.51959
	日本	1.2734496	0.169542198	2.262680442	1.035774516	0.268323953		5.009771
	計	15.8945375	2.11613781	28.24160404	12.92800043	3.349080456		62.52936
検定統計量 ... $\chi^2=62.52936$						5%分位点	9.487729	
						$\chi^2(4)0.05$		
棄却点を有意水準5%で χ^2 分布から求める								
自由度 ... $(2-1) \times (5-1) = 4$								
χ^2 分布の100 α %分位点(棄却点) := CHINV(0.05,4) で求める								
結論 62.529 > 9.488となり、検定統計量が棄却点より大きい(棄却域に入る)ため、帰無仮説は棄却される。								
この仮説検定の結果から、2つの変数は関係があり、地域と回答に関しては独立でない。								
(地域によって回答の比率は変わる。)								

$\chi^2(4)0.05$ 自由度 4 の χ^2 分布の上側 5%点 (棄却点) は 9.488 で、問 1 の検定統計量は 62.529 であったため、棄却点に入り、帰無仮説は棄却される。つまり、この仮説検定の結果から、地域と回答に関しては独立でない (地域によって回答の比率が変わる) ということが明らかになった。

2 項目目から 6 項目目についても、表 3.1.6-1 と同様な方法で検定を行った。全 6 項目について、結果は以下の通りである。

①原子力発電所は今後も重要なものだと考えますか？

検定統計量 = 62.529 > 9.488 = 5%分位点

②電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか？

検定統計量 = 14.327 > 9.488 = 5%分位点

③自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は安全に行われていると思いますか？

検定統計量 = 3.522 < 9.488 = 5%分位点

④核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送されることができると思いますか？

検定統計量 = 5.464 < 9.488 = 5%分位点

⑤原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか？

検定統計量 = 9.411 < 9.488 = 5%分位点

⑥過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？

検定統計量 = 15.198 > 9.488 = 5%分位点

帰無仮説が棄却されたのは、問 1、問 2、問 6 である。一方で、帰無仮説が棄却されなかったのは問 3、問 4、問 5 である。

ここまでの結果として、日本の 18 高専とフランスの 2IUT の間では、自身の専門知識や経験が関わってくる項目に対する回答には国間で違いがないという結果であった。日本の学生の専門知識や経験等は、フランスのカレー、リールの学生と差がないと考えられる。上記以外の項目に対する回答については、国間で違いがあるという結果であった。日本の学生の方が、フランスのカレー、リールの学生よりも原子力エネルギーに対して前向きであり、今後の核廃棄物処理に対しても関心が高いと捉えられる結果であった。

日本国内間における比較を行う。福島高専 (計 342 名) ・福島高専を除いた東日本地区の高専 (計 501 名) ・西日本地区の高専 (計 397 名) に分けて実施した。分類は以下の通りである。

・ 東日本地区 (北海道・東北・関東信越・東海北陸)
八戸高専 (5 名) ・鶴岡高専 (81 名) ・茨城高専 (48 名) ・小山高専 (28 名) ・木更津高専 (8 名) ・東京高専 (3 名) ・長野高専 (324 名) ・富山高専 (4 名)

・ 西日本地区 (近畿・中国・四国・九州)
奈良高専 (162 名) ・広島商船高専 (46 名) ・阿南高専 (48 名) ・香川高専 (41 名) ・高知高

専（3名）・久留米高専（5名）・北九州高専（4名）・熊本高専（63名）・都城高専（25名）

アンケート内容の1項目目から6項目目について、グラフを用いて比較した結果が以下の通りである。

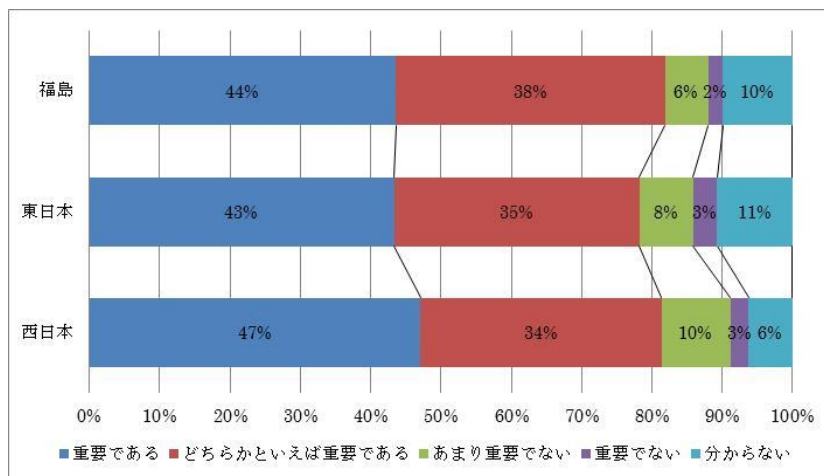


図 3.1.6-4 原子力発電は今後も重要なものだと考えますか？

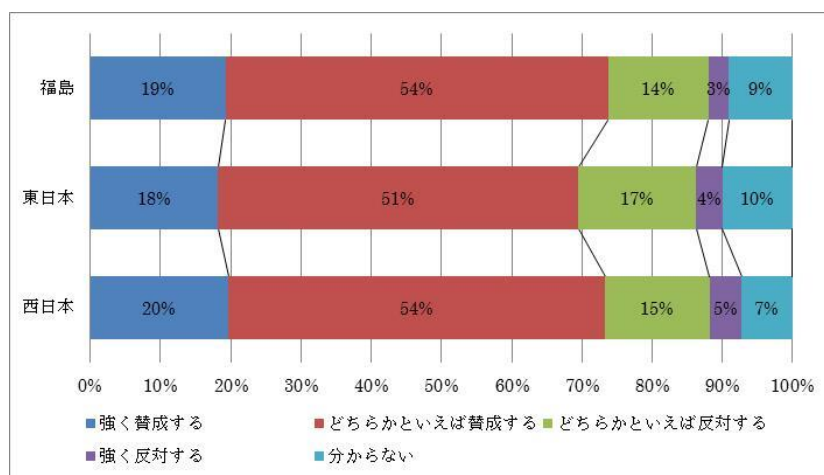


図 3.1.6-5 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか？

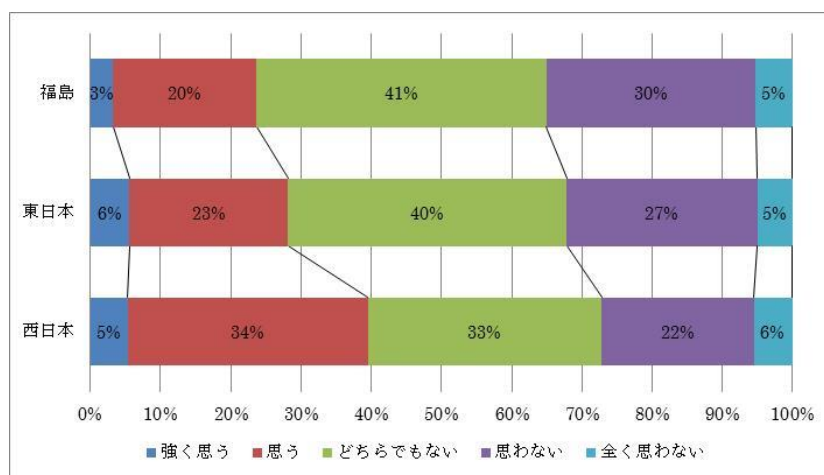


図 3.1.6-6 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は現在も安全に行われていると思いますか？

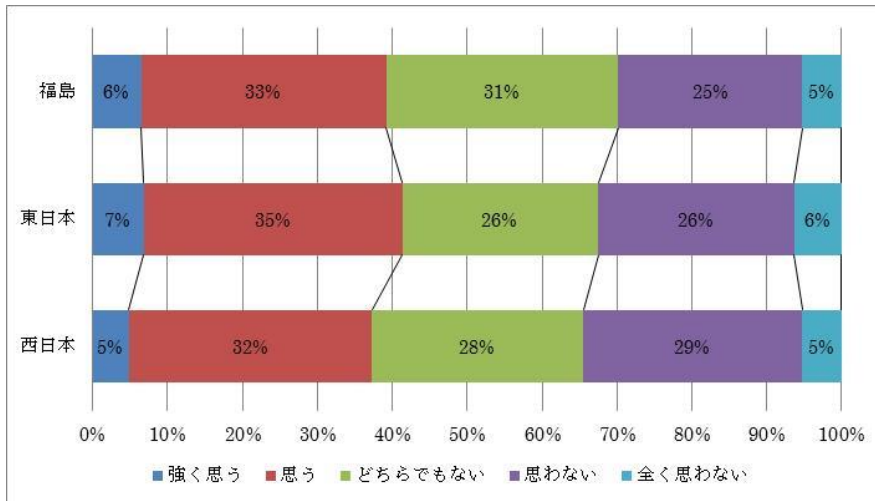


図 3.1.6-7 核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送されることができると感じますか？

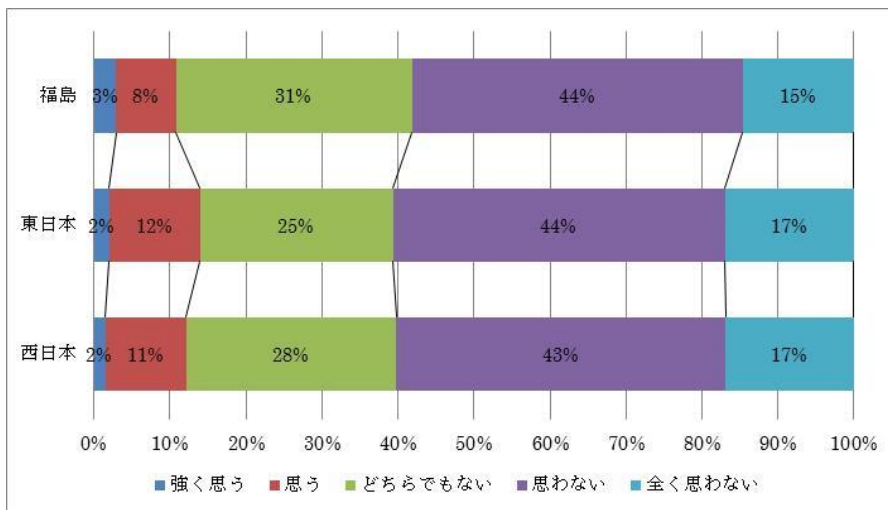


図 3.1.6-8 原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか？

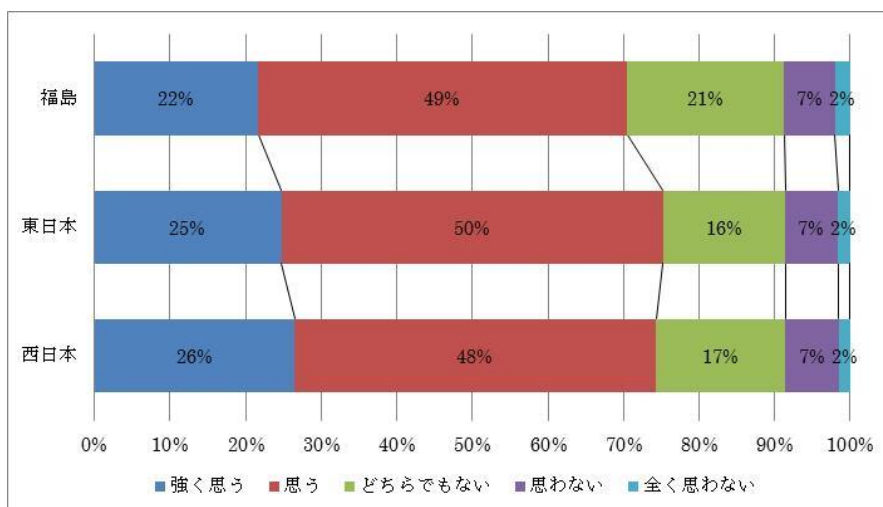


図 3.1.6-9 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？

1 項目目から 6 項目目まで、結果として特に大きな違いが見受けられるものはなかった。しかし、3 項目目の「原子力発電所は現在も安全に行われていると思いますか」に対する回答で、西日本が福島よりも「思う」という割合が高いように思われる。

福島高専と東日本地区の高専について、帰無仮説 (H0) を「地域と回答は関係ない」つまり、「2 変数は独立である」とし、対立仮説 (H1) を「地域と回答は関係ある」つまり、「2 変数は独立でない」とした。また、有意水準を 5%として検定を実施した。

検定方法は日本の学生とフランスのカレー、リールの学生で行ったものと同様である。(表 6.1 参考)

全 6 項目の結果は以下の通りである。

① 原子力発電所は今後も重要なものだと考えますか？

検定統計量 = 2.677 < 9.488 = 5%分位点

② 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか？

検定統計量 = 1.899 < 9.488 = 5%分位点

③ 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は安全に行われていると思いますか？

検定統計量 = 3.542 < 9.488 = 5%分位点

④ 核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送されることができると考えますか？

検定統計量 = 2.561 < 9.488 = 5%分位点

⑤ 原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか？

検定統計量 = 7.061 < 9.488 = 5%分位点

⑥ 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？

検定統計量 = 3.581 < 9.488 = 5%分位点

すべての検定統計量は、棄却点より小さく、帰無仮説は棄却されなかった。つまり、この仮説検定の結果から、地域と回答に関しては独立であった。(地域によって回答の比率は変わらない)

次に、福島高専と西日本地区の高専についてである。これまでと同様に独立性の検定を行う。全 6 項目について、結果は以下とおりである。(表 6.1 参考)

① 原子力発電所は今後も重要なものだと考えますか？

検定統計量 = 7.643 < 9.488 = 5%分位点

② 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか？

検定統計量 = 2.023 < 9.488 = 5%分位点

③ 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は安全に行われていると思

いますか？

検定統計量 = 22.360 > 9.488 = 5%分位点

④ 核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送される
ことができると思いますか？

検定統計量 = 2.857 < 9.488 = 5%分位点

⑤ 原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか？

検定統計量 = 4.384 < 9.488 = 5%分位点

⑥ 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？

検定統計量 = 3.408 < 9.488 = 5%分位点

3 項目目のみ、帰無仮説が棄却され、地域と回答に関しては独立でない（地域によって回答の比率が変わる）という結果になった。3 項目目を除いた 5 つの項目に関しては、帰無仮説は棄却されず、地域によって回答の比率は変わらないという結果になった。

検定結果から、3 項目目のみ、福島と西日本で回答に違いがあるということが明らかになったが、アンケート結果の割合をみてみると、福島より西日本の方が「安全に行われていると思う」という回答が多いと思われる。3 項目目の内容の「自らの経験を踏まえて考える」という部分に注目し、福島と西日本の高専の間で何か教育方法の違いがあるのではないかと考察する。

東日本地区の高専と西日本地区の高専の中で、100 名以上の回答を得ることができた長野高専と奈良高専、それぞれと福島高専の比較を行い、意識の違いについて検討する。

福島高専と長野高専について比較する。これまでと同様な方法で、独立性の検定を行う。全 6 項目について、結果は以下の通りである。（表 6.1 参考）

① 原子力発電所は今後も重要なものだと考えますか？

検定統計量 = 3.100 < 9.488 = 5%分位点

② 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか？

検定統計量 = 2.807 < 9.488 = 5%分位点

③ 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は安全に行われていると思いますか？

検定統計量 = 3.494 < 9.488 = 5%分位点

④ 核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送される
ことができると思いますか？

検定統計量 = 0.991 < 9.488 = 5%分位点

⑤ 原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか？

検定統計量 = 4.295 < 9.488 = 5%分位点

⑥ 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？

検定統計量 = 4.323 < 9.488 = 5%分位点

すべての検定統計量は、棄却点より小さく、帰無仮説は棄却されなかった。つまり、この仮説検定の結果から、地域と回答に関しては独立であった。（地域によって回答の比率は変わらない）次に、福島高専と奈良高専について比較する。全 6 項目について、結果を以下の通りである。（表 6.1 参考）

① 原子力発電所は今後も重要なものだと考えますか？

検定統計量 = 8.889 < 9.488 = 5%分位点

② 電気を供給するための方法の一つとして原子力エネルギーを使用することに賛成しますか？

検定統計量 = 6.399 < 9.488 = 5%分位点

③ 自らの経験や技術の向上を踏まえて考えると、原子力発電所は安全に行われていると思いますか？

検定統計量 = 7.918 < 9.488 = 5%分位点

④ 核廃棄物は安全に封じ込められ、適切な手順が使用されている限り、安全に輸送されることができると思いますか？

検定統計量 = 2.476 < 9.488 = 5%分位点

⑤ 原子力発電所の近くや中で生活することや作業することは安全であると感じますか？

検定統計量 = 5.701 < 9.488 = 5%分位点

⑥ 過去と未来の核廃棄物に対処するための計画が心配であると感じますか？

検定統計量 = 6.540 < 9.488 = 5%分位点

福島高専と長野高専で行った検定結果と同様に、すべての検定統計量は、棄却点より小さく、帰無仮説は棄却されなかった。つまり、地域と回答に関しては独立であった。（地域によって回答の比率は変わらない）

3 項目目に関して、福島高専と西日本地区の高専との間において、回答に違いがあるという結果であり、質問内容から福島高専と西日本地区の高専との間で何か教育方法に違いがあると考察したが、福島高専と奈良高専の間では、全ての問に対する回答に違いはないということが明らかになった。

西日本地区の高専という大きなくくりと福島高専を比較した場合、3 項目目のみに違いが見られたというのは、原子力発電所の事故現場からの距離が関係しているのではないかと考えられる。事故現場から遠ければ遠いほど、身近に感じることができず、福島の学生と意識の差が生じる結果に繋がっているのではないかと推測される。

奈良高専の教育方法について、奈良高専の電気制御工学科および専攻科機械制御工学専攻の島岡三義氏からのコメントが以下の通りである。

エネルギー工学関係の講義が機械工学科、電気工学科、電子制御工学科、物質化学工学科等にありますが、アンケートに答えてくれた学生がすべて上記科目を履修しているとは限りませんので、我が国の現状を踏まえた一般論として、何らかの電力の安定供給源が必要だと理解しているのではないかと思います。水力や火力（CO2 問題がある）に限界がある以上、原子力に頼らざるを得ないと考えているのかも知れません。また、関西電力では原子力依存度が 50%でした。原発を稼働させたいという関西電力の意向が新聞やテレビで報道されていますし、他電力会社から

電気を融通してもらっているのです、関西電力の苦しさはわかっているからかも知れません。一方で、原発は若狭湾に集中しており、何らかの事故が発生したとしても、奈良まで害が及ばないと高をくくっている人がいるかも知れません。

奈良高専の学生は、日本の現状を踏まえた一般論として、電力の安定供給源の必要性を理解していると推測され、さらに、関西電力に関する報道もあるということから、距離に関係なく、福島と同様な意識を持っていると考えられる。よって、回答に違いはないという結果になったのではないかと考えられる。

iii)まとめと今後の展開

自由記述では「今後の日本の電力事情についての意見」をはじめとして、印象的な内容が多く見受けられた。例えば、「核廃棄物の処理場が決まっていなくてもかかわらず、再稼働して大丈夫なのだろうか」という「核廃棄物の処理に関する意見」や、「原発関係者は非常時の対策や訓練を徹底していないという印象を受けた」、「メディアは不安を煽るようなものが多く、本当に必要で正確な情報が何なのか分かりづらかった」などという「原発関係者やメディアに対する意見」、さらに、「事故があって日本の電力事情を知り、何か出来ることがあればと思い、高専の電気科に入った」というような、「自分の将来を考えるきっかけになったという意見」などである。

原子力問題に対してのマイナスな意見やプラスな意見はさまざまであった。しかし、その多くが、他人事ではなく、しっかり現実を受け止めて、現状、そして将来について考えていると捉えられるような内容であり、自分たちが将来を担う世代であることをきちんと認識できているのではないかと考えられるものであった。高専は具体的な現実問題に繋がる実践的な教育をしているというのが、全国的に、意識レベルに差異が生じず、共通の問題意識を持つことになったと推測される。

これからの作業に従事する世代においては意識が高いことが確認出来た。今後は現在の作業環境について調査を実施し、作業環境改善を通じた従業員のモチベーションに着目したリスク評価/低減手法の具体的な方法について検討する。

3.2 教育プログラム

(1) 講義とインターンシップ

学生が廃炉に関して専門的な知識を学ぶことができるように廃炉創造学修プログラムを立ち上げた。平成 28 年度には 2 年生を対象とした「放射線基礎」と 3 年生を対象とした「廃炉ロボット概論」を開講し、専門学科の枠を超えて希望する学生は授業を聴講できる環境を整えた。昨年度開講した授業と合わせて今年度は、放射線基礎 63 名、廃炉と社会 71 名、廃炉ロボット概論 96 名、廃炉工学 36 名の学生が授業に参加し、単位をそれぞれ 1 単位取得した。

複合型インターンシップは東京電力福島第一原子力発電所でのインターンシップ開催にはしばらく時間が必要だろうと推測した事から日本原子力発電でのインターンシップを計画していたが、本校の人材育成事業を知った東京電力福島第一原子力発電所からの申し出により、福島第一原子力発電所でのインターンシップに計画を変更した。このインターンシップには福島高専 2 名、鶴

岡高専 1 名、新居浜高専 3 名の合計 6 名が参加した。福島高専の 2 名の学生はいわき市原子力対策課でのインターンシップにも参加し複合型で実施した。

(2) 第 1 回廃炉創造ロボコン

廃止措置に係る廃炉そのものを Project の題材とした PBL 教育であり、ロボット製作を通じて学生に廃炉に関する興味を持たせると同時に学生の創造性の涵養に貢献し、課題解決能力のみならず課題発見能力を養うことを目的として、文部科学省と廃止措置人材育成高専等連携協議会主催で第 1 回廃炉創造ロボコンを平成 28 年 12 月 3 日（土）に実施した。競技課題は以下の通りである。

I. 競技課題

1) 競技フィールド

原子力発電所原子炉建屋を想定し、以下の 2 つのフィールドから各チームにおいて競技フィールドを選択する。なお、それぞれのフィールドでロボットが遂行しなければならない課題は、別途指示する。

①モックアップ階段

②ステップフィールド

2) フィールド環境

上記①モックアップ階段及び②ステップフィールドは、下記の共通する環境を有する。

- ① 照明が無く暗闇である。
- ② ロボットを遠隔で操作するため、本体を直視することができない。
- ③ コンクリートの厚い壁があることから電波は届かない。
- ④ 強い放射線の影響により、カメラ・半導体機器の動作には制限時間がある。

(ただし、遮蔽の方法などを考案した場合は、この限りではない。)

それ以外については、福島第一原子力発電所の現状に可能な限り準じるものとする。

3) ロボットが遂行する課題

① モックアップ階段（下記より 1 項目を選択する）

- ・重量 5 k g の荷物を平坦な 1 階床面から 2 階まで運び、荷物を置いて元の場所に戻ってくる。
- ・ 2 階の荷物置場に置かれている物を調べる。なお、場所は不定とする。
- ・その他、廃炉に関して遂行すべきと考えられる課題。

② ステップフィールド（下記より 1 項目を選択する）

- ・フィールドの形状（面積や凹凸など）を調べる。
- ・フィールド内に置かれている物を調べる。なお、場所は不定とする。
- ・その他、廃炉に関して遂行すべきと考えられる課題。

4) ロボットの大きさ、重量

- ① 大きさ 特に制限しない
- ② 重量 特に制限しない

なお、2 年間（2017 年度まで）は、同じ課題を継続予定である。

II. 競技形式

10 分間のプレゼン及び 10 分以内の実演とする。なお、プレゼンにおいて各チームが設定した環境や条件を明確に説明することとする。

III. チーム構成

1 チームは、同じ高専の学生 3 名と指導教員の計 4 名を基本とする。各高専の状況に応じ学生数を減らしての参加を認める場合もある。

全国の国公私立高専に公募を行った結果、13 校 15 チームから応募があり、書類選考の結果、以下の表○に示すように 15 チームの参加を決定し、出場チーム学生に対して福島第一原子力発電所の現状理解と、廃炉に関する知識を深めるために檜葉サマースクールを開催した。主な実施内容は以下の通りである。

日 時	平成 28 年 8 月 31 日（月）～3 日（木）
場 所	日本原子力研究開発機構 檜葉遠隔技術開発センター 東京電力福島第一原子力発電所（視察）
宿泊先	福島県海浜自然の家（福島県いわき市久之浜町田之網字向山 5 3）
参加者	各チーム 学生 3 名以内
旅 費	旅費規定に従い支給

日 程

8 月 31 日	15:00 いわき駅集合
9 月 2 日	東京電力福島第一原子力発電所視察
9 月 2 日	JAEA 檜葉研修（廃炉ロボット、知的財産権）
9 月 3 日	9:30 いわき駅解散

表 3. 2-1 第 1 回廃炉創造ロボコン参加チーム

№	高専名	チーム名	フィールド選択
1	都立産技高専	吉田研究室	①モックアップ階段
2	富山高専	富山高専	①モックアップ階段
3	大阪府大高専	大阪府大高専 土井研究室	②ステップフィールド
4	東京高専	Frontier Robotics and Design Team	①モックアップ階段
5	舞鶴高専	舞鶴高専 小林研	②ステップフィールド
6	熊本高専	NITK-K Robocon Team	①モックアップ階段
7	奈良高専	奈良廃炉ロボコン 友の会	①モックアップ階段
8	旭川高専	team ANCT.	①モックアップ階段
9	高知高専	NASK (ナスク)	②ステップフィールド
10	仙台高専	IMR (Inter Mechanical Rescue)	①モックアップ階段
11	仙台高専	IMR (Inter Mechanical Rescue)	②ステップフィールド
12	北九州高専	北九州高専 久池井研究室	②ステップフィールド
13	福島高専	福島高専 鈴木 Labo	①モックアップ階段
14	函館高専	函館ロボティクス	②ステップフィールド
15	函館高専	函館高専 B	①モックアップ階段

第 1 回廃炉創造ロボコンは報道関係 26 社の取材と、参加学生、一般観覧客、関係者を含めて約 300 名の参加により開催した。結果は以下の通りである。

最優秀賞（文部科学大臣賞）：大阪府大高専

優秀賞：奈良高専

アイデア賞：舞鶴高専

特別賞：旭川高専、福島高専、富山高専、熊本高専、北九州高専

なお、廃炉創造ロボコンの様子は、主に以下の番組で放送された。

平成 28 年 12 月 7 日（水）10:05～10:15 NHK 総合「くらし☆解説」

平成 28 年 12 月 15 日（木）8:15～9:54 NHK 総合「あさイチ」

平成 29 年 1 月 22 日（日）10:05～10:53 NHK 総合「明日へ」

第1回廃炉創造ロボコンに参加した学生へのアンケート結果を以下に示す。大部分の学生が参加してよかった、廃炉創造ロボコンを通じて福島第一廃炉へのイメージや思いが変わったと回答したことから、学生への教育としては一定の効果があったと考えられる。

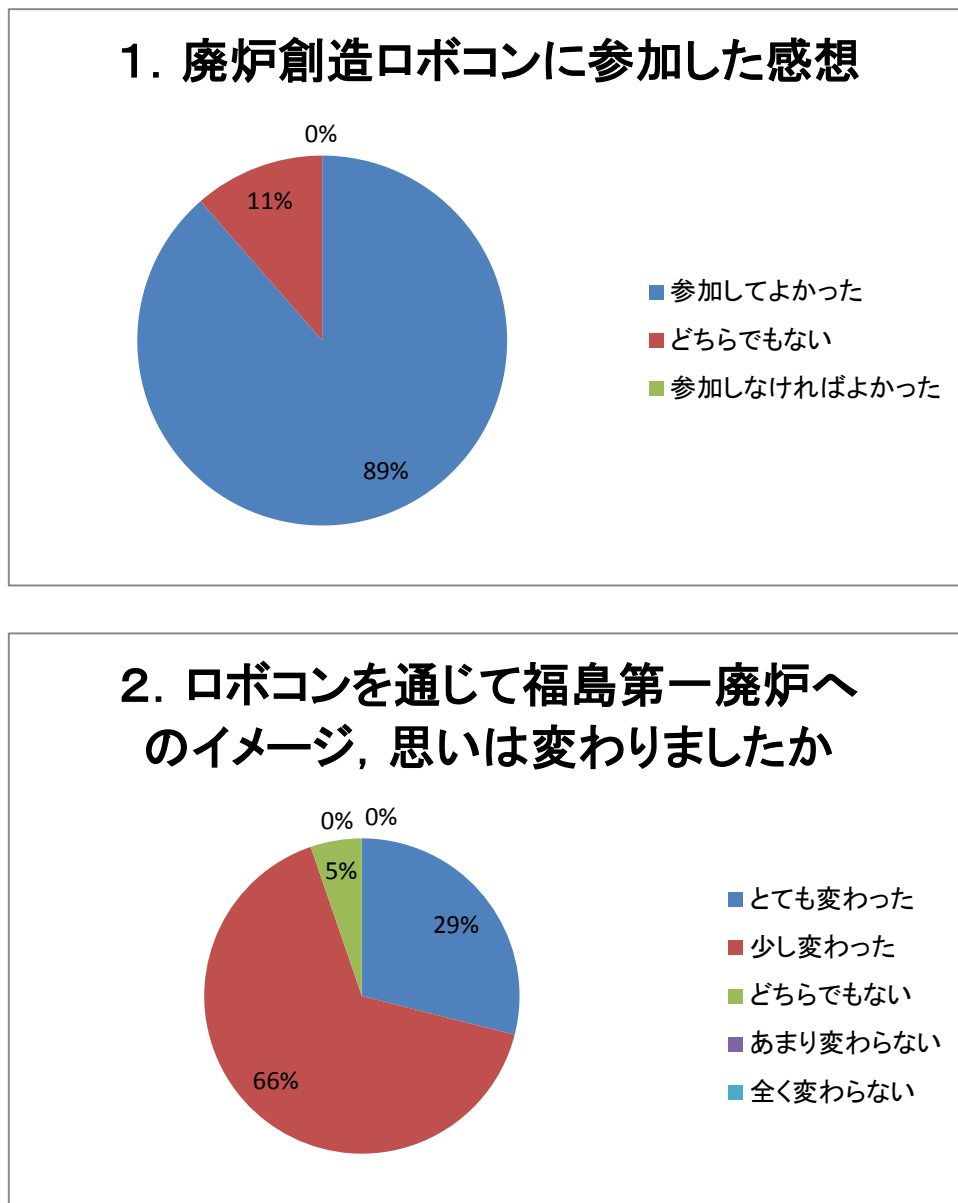


図 3.2-1 廃炉創造ロボコン学生アンケート結果

以下に、主な学生の感想を示す。

- 短い期間ではあったが、廃炉のために何が出来るかという事を真剣に考えることができ、それを実現できた。
- 廃炉の計画を自分たちで考える良い機会になった
- 福島第一廃炉というよりは福島に対するイメージが変わった。いわきの人は変わりなく生活していて、福島も良い所だとおもった・廃炉がいかに困難なことか、実際にチャレンジしてみてもわかった
- 廃炉という課題に触れて、良い方にイメージが変わった

- ・実際に現場で働いている人と会うのはとても良い経験になった。遠く離れた地で TV などから得られる情報には限りがあることがわかった
- ・サマースクールでの福島第一視察は、自分が思っていた環境と違い驚いた
- ・TV で流れるマイナスだらけの情報よりよくなっていることの方が大きいと思った
- ・廃炉に関する分野やビジネスなどがあると思うので、そのような所で活躍したい。
- ・誰かがやらなければならないことなので
- ・技術者を志す者として、将来廃止措置を完了させなければならない危機感はある
- ・ロボット開発のとてもいい形であり、開発する意味を知れた
- ・廃炉という状況でのロボット製作の大変さを実感した
- ・過去の経験の積み重ねが大事なのだと気付いた
- ・実装において授業では得られないスキルが身についた。チームでの開発においてコミュニケーションの大切さを学んだ
- ・失敗から学ぶことはとても大きい
- ・廃炉には多くの技術が必要であることを知れた

(3) 高専海外サマースクール

海外における廃措置技術を学ぶために高専海外サマースクールを実施した。参加学生は連携高専の学生を対象として公募を行った。学生に課した課題は以下の通りである。

高専海外サマースクール課題

1. ハンプフォード及びその歴史について、古い軍事用の原子力施設からの汚染に対する環境修復国家プロジェクトについても触れるとともに、ハンプフォードがどのように発展してきたのか説明しなさい。
2. 福島第一原発事故からの復旧において、福島県民がどのような要望を持っているのか考えなさい。（福島県以外に在住する人は、報道等の情報を踏まえて考えなさい。）また、それらの要望が、政策等においてどの程度実現しているかについても考えてまとめなさい。同時に、福島県民の要望又は利益が、政策等においてより実現するためには、どのような方法があると考えられるかまとめなさい。
3. 興味のある分野を一つ選び説明しなさい
 - ①ロボットに興味のある方
 - 福島第一原子力発電所で使用されているロボット技術に関して、格納容器内での作業用ロボットを設計するうえで、注意すべき点はどのようなものかまとめなさい。また、デブリの取り出し等でどのような機能をもったリモートハンドリングシステムを備えることが望ましいと考えられるか述べなさい。
 - ②汚染水処理に興味のある方
 - 福島第一原子力発電所で行われている放射性汚染水処理技術について説明しなさい。また、それぞれの技術について、仕組みを簡潔に述べたうえで、メリット・デメリットについて、箇条書きで記載すること。

③廃棄物処理に興味のある方

○放射性廃棄物の処理処分方法について思いつくところを記述しなさい。また、海外諸国での廃棄物処理処分について調べるとともに、我が国の放射性廃棄物処分を円滑に進めるためにはどのようなことが必要か、意見を述べなさい。

応募してきた 8 名の学生の中から 6 名を選抜した。サマースクールの概要は以下の通りである。

9 月 18 日(日)

成田空港 16:50 発 デルタ航空 0166 便→9:24 シアトル空港 11:15→デルタ航空 4642
パスコ空港 12:23 着

The REACH Museum において Hanford の歴史に関する研修

Hanford の歴史に関し、説明員の説明を聞くとともに、質疑応答を行った。翌日の見学に向け、基礎的な事項について情報収集を行った。

9 月 19 日(月)

午前 Hanford B Reactor に関する研修

午後 Pacific Northwest National Laboratory (PNNL) および KURION 社視察

午前に Hanford B Reactor を訪問し、冷戦終結後まで運転されていたプルトニウム生産用原子炉 (B Reactor) について情報収集を行った。また、Hanford サイト内のプルトニウム抽出のための核燃料再処理施設では、再処理後の高レベル廃棄物が破損したタンクから漏れ出す事故が発生している。その対応は福島第一原発での廃炉作業においても参考になるものであり、非常に有益な訪問であった

午後は Pacific Northwest National Laboratory (PNNL) および Kurion 社を訪問し、Hanford の環境修復や福島第一原発の廃止措置に向けた研究開発について説明を受けた。固化対象に対して大電流を流すことによるガラス固化装置や電気分解によるトリチウム回収装置等については、福島第一原発およびその周辺地域に適用しても有用であるとの印象を受けた。

9 月 20 日(火)

パスコ空港発 6:05 デルタ航空 0168 便→8:38 ソルトレイクシティ着 11:35

デルタ航空 1318 便→12:31 サンノゼ着～シリコンバレー

シリコンバレー研修

シリコンバレーに移動し、午後に学生たちは翌日のプレゼンテーションに向けた準備を行った。夕刻にはシリコンバレーで起業されている研究者を訪問した。その場にはシリコンバレー日本大学の関係者もおられ、日本からの学生の短期受入等に関する情報も収集できた。

9 月 21 日(水)

KURION 社における視察内容に関する発表会指導

午前中にスタンフォード大学を見学した後、午後にプレゼンテーション資料を準備し、夕刻

に 6 名を 3 つのグループに分けてプレゼンテーションを行った。3 日間の訪問で得られた知見を良くまとめており、まじめに取り組んでいたことがうかがえる内容であった。

9 月 22 日 (木)

サンノゼ空港 6:45 発 デルタ航空 5762→9:04 シアトル着 12:17 デルタ航空 0167 便→
9/23(金)14:30 成田空港着

3.3 研究推進と成果報告会

(1) 第1回研究報告会

平成28年10月27日にTV会議にて開催。高専機関36名、企業等1名、その他機関3名、合計40名が参加した。また、報告会をUstream配信をし、最大41名の聴講があった。はじめに前年度からの成果報告終了後、原子力損害賠償・廃炉等支援機構宮本拓人様、国際廃炉研究開発機構奥住直明様からご講演頂いた。その後、業務計画書に記載されている12件の基盤研究テーマについて研究成果報告を行った。「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（廃止措置研究・人材育成等強化プログラム）」第1回研究報告会日程を下記に示す。

廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム

-高専間ネットワークを活用した福島からの学際的なチャレンジ-

平成28年度 第1回研究報告会

日 時 平成28年10月27日(木) 13:00～18:00

場 所 福島高専管理棟3階大会議室 (TV会議)

次 第

司会 福島工業高等専門学校 総務課長 山本直之

13:00～13:05 開会のあいさつ 福島高専 青柳 克弘

13:05～13:25 研究成果報告 福島高専 實川 資朗

13:25～14:25 講演1

東京電力ホールディングス(株)

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2016

原子力損害賠償・廃炉等支援機構 審議役 宮本拓人

14:25～15:25 講演2

国際廃炉研究開発機構における研究開発の状況について

国際廃炉研究開発機構 開発計画部 部長 奥住直明

休 憩

15:35～15:50 原子力に対する若い世代の意識の視点からの人材育成

福島高専 藤木亜唯花 (リスク評価/人材育成)

15:50～16:30 デブリサンプリング手法関係報告

産技高専 吉田政弘 (放電加工)

	長岡高専 中村 奨 (レーザー) 東京都市大 河原林順 (放射線計測) 福島高専 菌部康太 實川資朗 (切削)
16:30~16:55	分析手法関係報告 茨城高専 大内貴智 千葉 薫 (化学分析) 熊本高専 高倉健一郎 (耐放射線性素子)
16:55~17:20	コンクリート評価関係報告 福島高専 緑川猛彦 (強度評価) 八戸高専 庭瀬一仁 (コンクリート固化)
17:20~17:35	燃料コンクリート等の反応生成物 福島高専 車田研一 (バイオセメンテーション及び熱力学解析) 日本原子力機構 油井三和 (バイオセメンテーション及び熱力学解析)
17:35~17:50	構造物の残存強度評価関係報告 福島高専 青木勇斗 吉永啓汰 實川資朗 (鋼構造物)
17:50~17:55	まとめ 福島高専 實川資朗
17:55~18:00	閉会のあいさつ 福島高専 青柳 克弘

(2) 廃止措置研究・人材育成等強化プログラム（研究推進分野）成果報告会

平成 29 年 1 月 28 日に開催。高専機関 41 名、大学関係 5 名、企業等 6 名、合計 52 名が参加した。

はじめに廃炉創造ロボコンの成果報告を参加学生が行い、活発な意見交換が行われた。次に平成 28 年度の本事業の概要・中間フォロー報告後、業務計画書に記載されている 6 件の基盤研究テーマについて研究成果報告を行った。平成 29 年度の活動計画を研究・教育面から提示後、国際廃炉研究開発機構 専務理事 吉澤 厚文様からも今後廃炉を進めていくうえで必要な課題についてご説明頂いた。最後に次年度に向けての意見交換等を行い、成果報告会を終了した。「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム（研究推進分野）成果報告会」プログラムを下記に示す。

廃止措置研究・人材育成等強化プログラム（研究推進分野）成果報告会

1. 日 時 平成 29 年 1 月 28 日(土) 10:00~16:20

2. 場 所 福島工業高等専門学校 管理棟 3 階 大会議室

3. 次 第

- 10:00 開会挨拶 廃プロ高専協会長（福島高専校長） 中村 隆行
- 10:05 廃炉創造ロボコン成果報告
- 大阪府大高専 総合工学システム学科 5 年 船津 達矢
 大阪府大高専 総合工学システム学科 5 年 村上 大介
 奈良高専 電子制御工学科 5 年 外山 仁大
- 10:35 平成 28 年度概要及び中間フォロー報告
- 福島高専 特命教授 實川 資朗
- 10:55 研究報告 1 遠隔操作機器（サンプリング、分析等）
- 長岡高専 教授 中村 奨
 都立産技高専 教授 吉田 政弘
 東京都市大学 教授 河原林 順
 熊本高専 准教授 高倉 健一郎
 長野高専 教授 堀口 勝三
 福島高専 特命教授 實川 資朗
- 11:50 研究報告 2 廃棄物関係（セメント固化、反応生成物等）
- 福島高専 客員教授 油井 三和
 八戸高専 准教授 庭瀬 一仁
 熊本高専 教授 小田 明範
 福島高専 助教 山内 紀子
- 12:30 昼食・休憩
- 13:15 研究報告 3 炉内生成物推定（コンクリートの損傷関係）
- 福島高専 教授 緑川 猛彦
 福島高専 講師 林 久資
- 13:30 研究報告 4 炉内生成物推定（炉内機器、格納容器の損傷関係等）
- 茨城高専 准教授 金成 守康
 福島高専 特命教授 實川 資朗
- 13:55 研究報告 5 コミュニケーション関係
- 福島高専 教授 芥川 一則
- 14:05 研究報告 6 分析関係
- 東京大学 助教 桧垣 正吾

14:15	平成29年度研究活動計画などについて	福島高専	特命教授	實川 資朗
15:00	平成29年度教育活動計画について	福島高専	准教授	鈴木 茂和
15:15	休憩			
15:30	IRIDの研究課題紹介	国際廃炉研究開発機構	専務理事	吉澤 厚文
15:40	総合討論	福島高専	特命教授	實川 資朗
16:20	閉会挨拶	鹿児島高専	校長	丁子 哲治

(3) 廃止措置人材育成等連携協議会総会

平成29年1月28日に開催。高専機関32名、大学関係5名、企業等5名、その他機関2名、合計44名が参加した。廃止措置人材育成高専等連携協議会会則第8条により平成27年3月11日に廃止措置人材育成高専等連携協議会総会を開催した。平成27年度廃プロ高専協総会次第を下記に示す。

平成28年度廃止措置人材育成高専等連携協議会総会

1. 日 時 平成29年1月28日(土) 17:00～17:30
2. 場 所 グランパルティいわき
3. 次 第
 - (1) 開 会
 - (2) 会長挨拶
 - (3) 議 事
 - ① 新規会員承認について
 - ② 平成28年度業務計画について
 - ③ 平成29年度業務計画(案)について
 - ④ その他
 - (4) 閉 会

① 新規会員承認

平成29年1月28日現在の今年度会員147名。内、新規入会34名の承認を頂いた。

② 成 2 8 年度事業活動報告

平成 2 8 年度の事業活動として廃止措置に関する基盤研究と人材育成内容について報告した。

③平成 2 8 年度事業予算説明

廃止措置基盤研究・人材育成プログラムの予算配分について報告した。

③ 成 2 9 年度事業計画（案）

業務計画書を基に平成 2 9 年度の研究や教育・人材育成の内容について提案した。

4. 結言

高専関係では福島高専がまとめ役になって、全国の高専の中から 28 高専が連携した高専間ネットワークを活用し、これに大学、原子力機構、さらに地元の企業などのご協力を得て、廃炉に関する研究を通じた基盤研究・人材育成事業を進めている。特徴は、廃炉にかかわる分野で、本科 5 年次の卒業研究や専攻科の 2 ケ年にわたる特別研究を通じた研究を通じた教育、加えて、低学年からの講座やインターンシップによる人材育成を実現しつつある点である。

6 項目の研究開発については、(i) 炉内遠隔操作機器開発では、ファイバーレーザー法、放電加工法、小型放射線計測機器などに関する技術開発(溶融物除去の重要性、可視化の実現、デジタル信号処理による分解能改善など)と、遠隔操作機器のインテグレーションに向けたデザインコンペの試行を行い、(ii) 性状分析用遠隔操作機器の開発では、ホットラボ作業の解析、小型の試験片による力学特性評価手法の広範な調査などを進め、(iii) 廃棄物処分研究では、ゼオライトの吸着特性、熱的特性の評価手法の詳細について、さらにセメントマトリクスの検討を行い、(iv) 性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発では、ホットラボ作業におけるマンマシンインターフェースの高度化の方向、ストロンチウムの迅速核種分析法の検討などを進め、(v) 炉内生成物推定では、溶融燃料・コンクリートなどの反応の解析方法の検討に加え、コンクリート及び鋼材への事故時の熱影響についての実験的な評価を、コンクリートのひび割れ推定技術の検討を含めて、CT 法の適用も含めて進めた。さらに、(vi) リスク評価では、作業安全性の解析方法の検討の一環として、多サンプル数にわたる日仏の学生の意識調査を行った。

教育プログラム関係では、3 年生対象の「廃炉と社会」や 4 年生対象の「廃炉工学」を含め、1 年生から 5 年生までにわたる講義を整えつつある(29 年度に整備完了の予定)。これを、TV 会議システムを使用して他高専に配信し、他校での授業に供した。さらに、施設利用と学生の廃炉への関心を促すために廃炉創造ロボコンの実施し、当日は 300 名を超える多数の参加が実現した。なお、この廃炉ロボコンは、原子力機構の櫛葉遠隔技術研究センターで実施し、当日は、多数のメディアによる取材を受けた。

成果報告や運営については、全体会議を 2 回、それぞれ 2 日間行った。それぞれ 40 名を超える参加を得て、参加機関の教員及び学生から研究報告が行われた。さらに、今後の運営や計画に関する意見交換を実施し、次年度以降の進捗をより適切なものとするべく、高専間ネットワークの機能強化、分科会での研究に関する討議、全体会での意見交換を実施した。

